

VŠB – Technická univerzita Ostrava

Fakulta strojní

Katedra energetiky

Provoz a řízení v energetice

**Jaderné reaktory a elektrárny nové generace s vyšší bezpečností**

**The Conception of New and Safe Nuclear Reactor and Power  
Stations**

Student:

Petr Cihlář

Vedoucí bakalářské práce:

Prof. Ing. Pavel Kolat, DrSc.

Ostrava 2009

## Prohlášení studenta

Prohlašuji, že jsem celou bakalářskou práci včetně příloh vypracoval samostatně pod vedením vedoucího bakalářské práce a uvedl jsem všechny použité podklady a literaturu.

V Ostravě 22.5. 2009

.....  
podpis studenta

Prohlašuji, že

- byl jsem seznámen s tím, že na mou bakalářskou práci se plně vztahuje zákon č. 121/2000 Sb. – autorský zákon, zejména § 35 – užití díla v rámci občanských a náboženských obřadů, v rámci školních představení a užití díla školního a § 60 – školní dílo;
- beru na vědomí, že Vysoká škola báňská – Technická univerzita Ostrava (dále jen VŠB-TUO) má právo nevýdělečně, ke své vnitřní potřebě, diplomovou bakalářskou práci užít (§ 35 odst. 3);
- souhlasím s tím, že jeden výtisk bakalářské práce bude uložen v Ústřední knihovně VŠB-TUO k prezenčnímu nahlédnutí a jeden výtisk bude uložen u vedoucího bakalářské práce. Souhlasím s tím, že bibliografické údaje o bakalářské práci budou zveřejněny v informačním systému VŠB-TUO;
- bylo sjednáno, že s VŠB-TUO, v případě zájmu z její strany, uzavřu licenční smlouvu s oprávněním užít dílo v rozsahu § 12 odst. 4 autorského zákona;
- bylo sjednáno, že užít své dílo, bakalářskou práci, nebo poskytnout licenci k jejímu využití mohu jen se souhlasem VŠB-TUO, která je oprávněna v takovém případě ode mne požadovat přiměřený příspěvek na úhradu nákladů, které byly VŠB-TUO na vytvoření díla vynaloženy (až do jejich skutečné výše).

V Ostravě dne .....

.....

podpis studenta

Adresa trvalého pobytu studenta:

Leskovec 19, 74901 Vítkov

## ANOTACE BAKALÁŘSKÉ PRÁCE

CIHLÁŘ, P. Jaderné reaktory a elektrárny nové generace s vyšší bezpečností. Ostrava: katedra energetiky - 361, Fakulta strojní VŠB-Technická univerzita Ostrava, 2009, 50 s. Bakalářská práce, vedoucí: Prof. Ing. Pavel Kolat, DrSc.

Práce se zabývá revolučními projekty reaktorů IV. generace, určených pro nasazení kolem roku 2020 – 2030. Jednotlivé koncepty vycházejí ze studie mezinárodního fóra GIF, (Generation IV International Forum) sdružujícího deset států, které intenzivně využívají jadernou energetiku. Podrobným zhodnocením vybraly šest revolučních konceptů jaderných reaktorů. U těchto reaktorů se zabývám požadavky, které jsou na ně kladeny, z jakých reaktorových systémů vycházejí, kde jsou jejich technologické nedostatky a kde musí směřovat oblast dalšího vývoje. V závěru teoretické části uvádím výhody a nevýhody a celkové zhodnocení těchto systémů.

V praktické části se zabývám výpočtem jaderné elektrárny s rychlým reaktorem o výkonu 800 MW<sub>e</sub>. Účelem výpočtu je určit tlakové ztráty v nejvíce zatíženém palivovém článku, průběhy teplot chladiva v reaktoru a celkový hmotnostní průtok chladiva reaktorem.

## ANNOTATION OF THESIS

CIHLÁŘ, P. The Conception of New and Save Nuclear Reactors and Power Stations. Ostrava: Department of Energy - 361, Faculty of Mechanical Engineering VŠB-Technical University of Ostrava, 2009, 50 p. Thesis, head: Prof. Ing. Pavel Kolat, DrSc.

This work is about revolution project of nuclear reactors fourth generation. Which are going to start work about year 2020- 2030. Constituent concepts are obtain from exploration of International forum GIF, (Generation IV International Forum) which create asociation of ten countries which are intensively using nuclear energy. They chose intimate six revolucion concepts of nuclear reactors. My work was direct on conditions which reactors have to reach. From which reactor systems they obtain basics and where are their technological defects. And where they have to direct they reserch. In conclusion of theoretical part are adventages and disadvantages and overall evaluation of this systems.

Practice part is direct on calculation of nuclear powerplan with fast reactor which has power 800MW. The purpose of calculation is determine pressure loss of most load fuel element, course of temperature coolant in reactor and total mass flow coolant in reactor.

# Obsah

Seznam použitých symbolů a označení .....	7
1 Úvod .....	10
2 Historie jaderných reaktorů .....	10
3 Požadavky na reaktory generace IV .....	11
4 Reaktorové systémy IV. generace .....	14
4.1 Plynem chlazený rychlý reaktorový systém (GFR) .....	14
4.1.1 Základní popis.....	14
4.1.2 Technologický základ .....	16
4.1.3 Oblasti dalšího výzkumu .....	17
4.1.4 Hodnocení .....	17
4.2 Olovem chlazený rychlý reaktorový systém (LFR) .....	17
4.2.1 Základní popis.....	17
4.2.2 Technologický základ .....	20
4.2.3 Oblasti dalšího vývoje .....	20
4.2.4 Hodnocení .....	21
4.3 Reaktorový systém s roztavenými solemi (MSR).....	21
4.3.1 Základní popis.....	21
4.3.3 Oblasti dalšího vývoje .....	23
4.3.4 Hodnocení .....	25
4.4 Sodíkem chlazený rychlý reaktorový systém (SFR).....	25
4.4.1 Základní popis.....	25
4.4.2 Technologický základ .....	27
4.4.3 Oblasti dalšího vývoje .....	28
4.4.4 Hodnocení .....	28
4.5 Superkritický, vodou chlazený reaktorový systém (SCWR) .....	28
4.5.1 Základní popis.....	28
4.5.2 Technologický základ .....	30
4.5.3 Oblasti dalšího vývoje .....	31
4.5.4 Hodnocení .....	31

4.6	Vysokoteplotní reaktorový systém (VHTR ) .....	31
4.6.1	Základní popis.....	31
4.6.2	Technologický základ .....	32
4.6.3	Oblasti dalšího vývoje .....	33
4.6.4	Hodnocení .....	34
5	Výpočet jaderné elektrárny s rychlým reaktorem .....	35
5.1	Výchozí charakteristiky .....	35
5.2	Volba základních tepelně technických a fyzikálních parametrů.....	37
5.3	Výpočet základních tepelně technických parametrů reaktoru .....	38
5.4	Výpočet průběhu teplot chladiva v nejvíce zatíženém palivovém článku .....	40
5.4.1	Jmenovité poměry .....	40
5.4.2	Poměry v „horkém“ kanále .....	42
5.5	Výpočet tlakové ztráty v nejvíce zatíženém palivovém článku .....	43
5.6	Tepelné schéma a ostatní tepelně technické parametry elektrárny .....	45
6	Závěr.....	47
7	Seznam použité literatury .....	49

## Seznam použitých symbolů a označení

Značka	Veličina	Jednotka
$D_A$	průměr aktivní zóny	[m]
$k_{bi}$	podíl výkonu jedné palivové tyče přecházející do buňky $i$	[1]
$k_c$	celkový součinitel nerovnoměrnosti zdrojů tepla v aktivní zóně	[1]
$k_{PB1}$	podíl výkonu radiálního reflektoru a radiálního stínění	[1]
$k_{PB2}$	podíl výkonu axiálního reflektoru a horního axiálního stínění	[1]
$n_i$	počet palivových článků v $i$ -té škrťací zóně	[1]
$p_{Ri}$	tlak chladiva na vstupu, resp. Výstupu z reaktoru	[Pa]
$P_i$	výkon palivového článku $i$ -té škrťací zóně	[W]
$P_0$	výkon nejvíce zatíženého palivového článku	[W]
$Q_{mbi}$	hmotnostní průtok $i$ -tou buňkou palivového článku	[kg.s <sup>-1</sup> ]
$t_{A1}$	teplota chladiva na vstupu do palivových článků	[°C]
$p_{M1}$	tlak chladiva na výstupu do palivových článků	[Pa]
$q_{max}$	maximální objemový výkon aktivní zóny	[kW.m <sup>-3</sup> ]
$q_l^m$	maximální lineární výkon palivové tyče	[kW.m <sup>-1</sup> ]
$h$	výška aktivní zóny	[m]
$\eta_N$	čistá účinnost elektrárny	[%]
$P_N$	čistý výkon elektrárny	[MW <sub>e</sub> ]
$K_C$	celkový součinitel nerovnoměrnosti zdrojů tepla v aktivní zóně	[1]
$n_p$	počet palivových tyčí v článku	[1]
$n_A$	celkový počet palivových článků	[1]
$Q_{m0}$	hmotnostní průtok chladiva nejvíce zatíženého článku	[kg.s <sup>-1</sup> ]
$\bar{c}_{p0}$	střední měrné teplo chladiva v palivovém článku	[kJ.kg <sup>-1</sup> .K <sup>-1</sup> ]
$P_A$	výkon aktivní zóny	[MW]
$\bar{c}_{pi}$	střední měrné teplo chladiva v určitém palivovém článku	[kJ.kg <sup>-1</sup> .K <sup>-1</sup> ]
$N_i$	počet palivových článků v $i$ -té zóně	[1]
$Q_{mzi}$	celkový průtok chladiva $i$ -tou zónou	[kg.s <sup>-1</sup> ]
$k_{Qi}$	součinitel nerovnoměrnosti průtoku aktivní zónou	[1]
$Q_{mA}$	celkový hmotnostní průtok aktivní zónou	[kg.s <sup>-1</sup> ]
$\bar{c}_{pA}$	střední měrné teplo chladiva v aktivní zóně	[kJ.kg <sup>-1</sup> .K <sup>-1</sup> ]
$\Delta t_A$	střední ohřátí chladiva v palivových člancích	[°C]



$t_{A2}$	střední teplota chladiva na výstupu z aktivní zóny	[°C]
$P_R$	celkový tepelný výkon reaktoru	[MW]
$Q_{mR}$	celkový hmotnostní průtok chladiva reaktorem	[kg. s <sup>-1</sup> ]
$k_{QB1}$	podíl průtoku radiálním reflektorem	[1]
$k_{QB2}$	podíl průtoku radiálním stíněním	[1]
$\Delta t_{MR}$	střední ohřátí chladiva v reaktoru	[°C]
$t_{MR2}$	teplota chladiva vystupující z reaktoru	[°C]
$Nu_i$	Subbotinuv vztah	[1]
$d_{eki}$	ekvivalentní průměr	[m]
$D_4$	průměr povrchu paliva, pokrytí	[m]
$Pe$	Pecletovo číslo	[1]
$\alpha_{v,r,b}$	střední hodnoty součinitelů přestupu tepla (rohová, vnitřní a boční buňka)	[W.m <sup>-2</sup> . K <sup>-1</sup> ]
$P_j/P_0$	poměrný výkon j-tého úseku	[%]
$t_{Mi}$	teplota chladiva na výstupu z j-tého úseku buňky	[°C]
$P_j$	výkon j-tého úseku palivového článku	[kW]
$\bar{c}_{pij}$	střední měrné teplo chladiva v j-tém úseku buňky i	[kJ.kg <sup>-1</sup> . K <sup>-1</sup> ]
$k_{bi}$	podíl výkonu jedné palivové tyče	[1]
$\lambda_p$	součinitel tepelné vodivosti teploty	[kW.m <sup>-1</sup> .K <sup>-1</sup> ]
$\alpha_m$	součinitel prostupu tepla mezerou mezi pokrytím a palivem	[W.m <sup>-2</sup> . K <sup>-1</sup> ]
$t_{(k+1)}$	jmenovitá hodnota teploty chladiva, pokrytí	[°C]
$\Delta t_i$	dílčí rozdíl jmenovitých teplot	[°C]
$F_{ji}$	součinitel „horkého“ kanálu	[1]
$\Delta p_R$	celková ztráta chladiva mezi vstupními a výstupními hrdly reaktoru	[Mpa]
$\Delta p_s$	tlaková ztráta na úseku od vstupních hrdel do vstupní části nejvíce zatíženého palivového článku	[Mpa]
$\Delta p_v$	tlaková ztráta na úseku od výstupu z nejvíce zatíženého palivového článku do výstupních hrdel reaktoru	[Mpa]
$p_{R1}$	tlak chladiva vstupující do reaktoru	[Mpa]
$p_{R2}$	tlak chladiva vystupujícího z reaktoru	[Mpa]

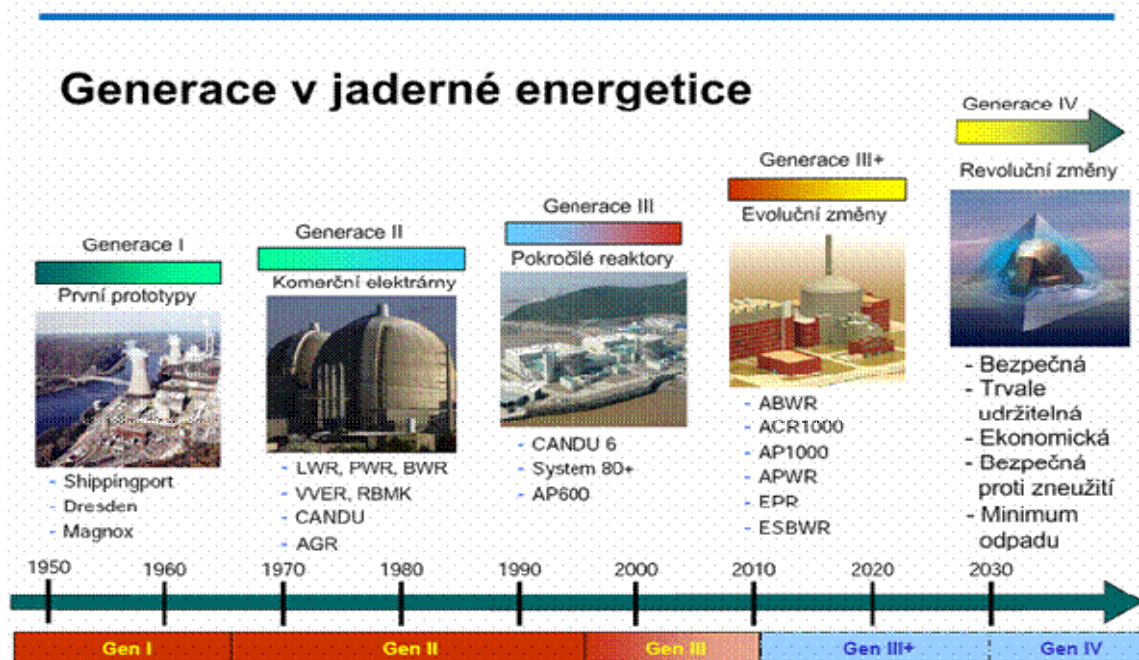
MWe	Megawatt elektrický
MWt	Megawatt tepelný
EPR	European Pressurized Water Reactor
GFR	Gas-Cooled Fast Reactor
GT-MHR	Gas-Turbine Modular Helium Reactor
PBMR	Pebble Bed Modular Reactor System
FIMA	Fissionable (Heavy) Metallic Atoms
AVR	Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor
THTR	Thorium-Hochtemperatur-Reaktor
HTTR	High-Temperature Engineering Test Reactor
VHTR	Very-High-Temperature Reactor System
LFR	Lead-Cooled Fast Reactor System
IFR	Integral Fast Reactor
ALMR	Advanced Liquid Metal Reactor
MSR	Molten Salt Reactor
REDOX	Electrochemical reduction- oxidation
SFR	Sodium-Cooled Fast Reactor System
EBR	Experimental Breeder Reactor
MOX	(U,Pu)O <sub>2</sub> Mixed-Oxide Fuel
SCWR	Supercritical Water-Cooled Reactor System
PWR	Pressurized-Water Reactor
SWR	Der Siedewasserreaktor
LOCA	Loss of Coolant Accident
HTGR	High Temperature Gas-Cooled Reactor

# 1 Úvod

V mé bakalářské práci se zabývám jadernými elektrárnami a reaktory IV. generace. K podnětu zahájení vývoje těchto reaktorů došlo v roce 2000, kdy byl iniciován vznik mezinárodního fóra pro generaci IV – GIF (Generation IV International Forum). Cílem této organizace, reprezentující 10 států (včetně celé evropské unie), bylo propracovat technologie vybraných šesti perspektivních typů jaderných reaktorů pro nasazení v letech 2020 – 2030. Hlavním požadavkem u těchto zařízení je zvyšování účinnosti a výroba vodíků, který by měl nahradit nynější ropné produkty.

V první kapitole se krátce zmiňuji o historii jaderných reaktorů a v další části se zaměřuji na požadavky kladené na reaktory generace IV. Největší část mé rešerše jsem věnoval již zmíněné šesti jaderných reaktorů. Zde se zabývám popisem technologických schémat jednotlivých reaktorů a požadavky na další vývoj a výzkum. Praktická část obsahuje výpočet reaktoru Bělojarské jaderné elektrárny BN – 800 s čistým výkonem 800 MW<sub>e</sub> a účinnosti 45 %. Jedná se o rychlý reaktor IV. generace chlazený sodíkem, kde bude palivem 30 % uran 235. Kromě těchto údajů mám zadané další vstupní parametry tohoto reaktoru a mým úkolem je vypočítat: tlakové ztráty v nejvíce zatíženém palivovém článku, průběh teplot chladiva v reaktoru a celkový hmotnostní průtok chladiva reaktorem. Graficky dále uvádím schéma elektrárny, reaktoru a také jednotlivé řezy palivovým článkem a aktivní zónou reaktoru.

## 2 Historie jaderných reaktorů [7]



Obr. 2.1 Vývoj jaderných reaktorů [5]

V případě první generace reaktorů se jednalo o jednotlivé prototypy, které v podstatě ověřovaly možnosti energetického využití jádra. Druhá generace reaktorů vycházela z koncepcí ověřených na reaktorech I. generace. V tomto případě už se jednalo o série

elektráren projektovaných a postavených sice jednotlivě, ale s reaktory patřícími ke stejnému typu a pozdější projekty úzce navazovaly na ty předchozí. Jedná se o téměř všechny v současnosti pracující komerční reaktory. Reaktory III. generace se vyvíjejí z některých reaktorů II. generace. Mají hlavně daleko lepší bezpečnostní vlastnosti, důraz je hlavně na pasivní bezpečnostní prvky. Dochází k daleko intenzivnějšímu využití paliva, prodlužuje se doba mezi jeho výměnami a životnost elektrárny by se měla standardně posunout na 60 let. Dochází také ke standardizaci jednotlivých typů reaktorů a předpokládá se „sériová“ výroba elektráren. Jako generace III+ se označují projektované reaktory, které mají vylepšené prvky pasivní bezpečnosti tak, že se v případě nestandardní situace dostanou do bezpečného stavu automaticky bez jakýchkoliv aktivních částí. První takový reaktor pracuje od roku 1996 v Japonsku (ten se však někdy řadí ke klasické III. generaci) a patří k nim reaktor EPR, který se staví ve Finsku a ve Francii. Reaktory III. generace by měly tvořit základ jaderné energetiky v příštích desetiletích, měly by nahradit dosluhující jaderné elektrárny a přispět i ke zvýšení podílu jaderné energetiky na výrobě energie ve světě. Jednotlivé generace jsou znázorněny na obrázku 2.1.

### **3 Požadavky na reaktory generace IV [7]**

#### **Bezpečnost a zabránění možnosti šíření jaderných zbraní**

Důležitým bezpečnostním prvkem je snaha o robustní jednoduchou konstrukci s jasně předvídatelným chováním. Důraz je kladen na pasivní bezpečnostní prvky založené na jednoduchých fyzikálních principech srozumitelných i neodborníkům. Důležitá je tak například dostatečně pevná konstrukce budovy, která zajistí ochranu i před pádem letadla či útokem raketou či jiným zbraňovým systémem. Jednotlivé bezpečnostní prvky jsou zněkolikanásobené, přičemž každý z nich zapracuje nezávisle. Je tak jisté, že i při vyřazení některého z nich jej jiný nahradí.

#### **Co nejlepší ekonomika výstavby i provozu**

Důležitým aspektem využití jaderné energetiky je srovnání ekonomiky produkce energie její pomocí a pomocí dalších zdrojů. Už současné jaderné elektrárny produkují elektrickou energii za cenu srovnatelnou a někdy i lepší než je tomu u klasických uhelných i jiných zdrojů. Přesto je však možné a potřebné ekonomické parametry jaderných elektráren zlepšit. Důležitou součástí výběru konkrétních používaných typů reaktorů bude srovnání ceny jejich výstavby i provozu. Velkou část nákladů tvoří právě cena postavení jaderného zdroje a právě v této oblasti lze docílit významného snížení finančních nákladů na energii z jádra.

#### **Snížení ceny a délky výstavby**

Možnosti jsou hlavně ve vytvoření standardních modelů, které by se stavěly v dostatečných sériích. Významné by bylo i modulární uspořádání. Schvalovací řízení by nemuselo probíhat pro každou stavbu a část znovu. Dosáhlo by se tak výrazné zkrácení doby potřebné pro projektování, schvalování i výstavbu elektrárny. Důsledkem toho by bylo i výrazné snížení nákladů.

#### **Prodloužení doby života reaktorů**

Většinu vybavení lze v průběhu provozu elektrárny renovovat a modernizovat. Prodlužuje se tak životnost i kvalita zařízení. Existuje však základní součást jaderného bloku, kterou

nelze vyměnit a která tak určuje jeho celkovou životnost. Jedná se o reaktorovou nádobu. Její odolnost vůči negativním vlivům za provozu je tak určující.

Ke zhoršení vlastností nádoby může docházet vlivem ozáření silným neutronovým polem vznikajícím při provozu reaktoru. Proto je důležité zmenšení ozáření stěn nádoby reaktoru neutrony. Toho lze docílit vhodnou konfigurací vnitřní zóny jaderného reaktoru, ve které se pak intenzita pole neutronů ve směru ke stěnám nádoby zmenšuje. Pochopitelně můžeme životnost nádoby ovlivnit i kvalitou materiálu, který pro ní použijeme. Předpokládá se, že životnost reaktorů IV. generace by měla dosahovat šedesáti let. I tím by se zvýšila celková efektivita jejich využití.

### **Snížení provozních nákladů a větší efektivita**

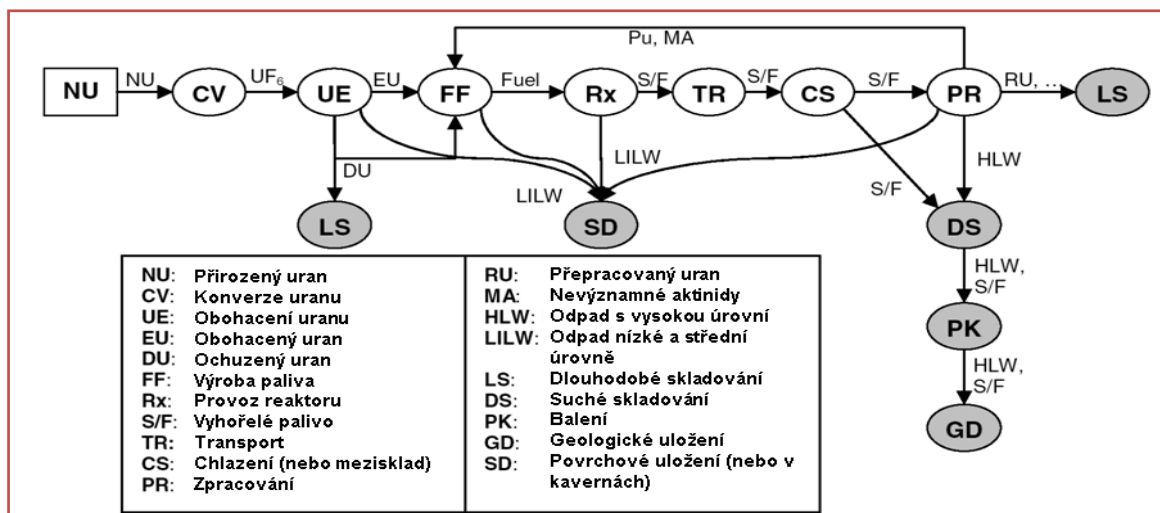
V této oblasti se klade důraz na zjednodušení obsluhy elektrárny. Důležité je zvýšení spolehlivosti, prodloužení intervalu mezi výměnami paliva a zkrácení doby potřebné na tuto výměnu. Tím by se snížil počet neplánovaných i plánovaných odstávek a zvýšil koeficient využitelnosti elektrárny. Široké možnosti jsou i při efektivní produkci tepla, pitné vody odsolováním a také vodíku.

### **Zapojení do vodíkového hospodářství**

Efektivní zapojení jaderné energetiky i do oblastí produkce jiných forem energie než pouze elektrické by mohlo být umožněno zavedením vodíkového hospodářství a využitím vodíku pro transport, průmysl i uchovávání energie. Pro efektivní produkci vodíku se předpokládá nasazení jak vysokoteplotní elektrolýzy, tak i termochemické metody. Vysokoteplotní elektrolýza se také označuje jako parní elektrolýza. Část dodávané energie při ní tvoří elektrická energie a část je přivedena ve formě tepla. Tím se zvyšuje celková účinnost procesu oproti klasické elektrolýze vody (ta je menší než 35 %). Celková účinnost vysokoteplotní elektrolýzy se započtením účinnosti výroby potřebné elektrické energie může dosahovat až 45 %.

### **Uzavřený palivový cyklus**

V současnosti většina států u svých reaktorů uplatňuje pouze jeden cyklus ve využití paliva. Vyhořelé palivo se nerecykluje. Pouze některé státy provádějí přepracování vyhořelého paliva a využívají recyklovaný uran a transurany (hlavně plutonium 239) . I v tomto případě je však využití recyklace omezené. Různé transurany mají totiž velice rozdílné pravděpodobnosti absorpce neutronu a štěpení, zvláště pro neutrony s nízkou energií. Klasické reaktory pracující s moderovanými neutrony jsou tak velmi citlivé na složení paliva a ne každý může spalovat recyklované palivo. Pro tyto účely jsou vhodnější rychlé reaktory a v každém případě je třeba brát ohled na předpokládané používané palivo při konstrukci pracovní zóny reaktoru. Mezi plánovaným projekty reaktorů IV. generace se nacházejí i reaktory, u kterých se předpokládá efektivní spalování transuranů. Do budoucna by se tak mělo díky intenzivní recyklaci dosáhnout uzavřenému palivovému cyklu, jak je znázorněno na obrázku 3.1.



Obr. 3.1 Uvažované schéma palivového cyklu [8]

### Využití potenciálu veškerého štěpitelného materiálu

S uzavřeným palivovým cyklem souvisí i co nejefektivnější využití štěpného a štěpitelného materiálu. Proto je v projektech několik rychlých reaktorů, které mohou pracovat v množivém režimu a produkovat palivo ve formě plutonia 239 a dalších transuranů nejen pro sebe ale i pro využití v klasických reaktorech. Další možností je využití thoria 232. Vývoj reaktorů IV. generace je prioritně zaměřen na využití izotopů uranu 235 a 238 a transuranů, které doprovázejí jejich spalování. Pro využití thoria je třeba vzít v úvahu pravděpodobnosti reakcí neutronů s tímto izotopem a izotopy prvků, které vznikají při jeho využívání v jaderném reaktoru.

### Redukce radioaktivního odpadu

Uzavřený palivový cyklus, přepracování vyhořelého jaderného paliva a spálení všech vznikajících transuranů by mělo umožnit i již zmíněnou významnou redukci radioaktivního odpadu. Intenzivní neutronové pole v rychlém reaktoru umožňuje štěpit veškeré transurany, takže by bylo možné v principu posílat do trvalého úložiště vysoce aktivních jaderných odpadů pouze dlouhodobě aktivní štěpné produkty. Výrazně by se tak mohl snížit nejen objem ale také toxicita a radioaktivita odpadů. Tím by se mohl snížit počet i velikost trvalých úložišť radioaktivního odpadu.

## 4 Reaktorové systémy IV. generace [3]

V rámci projektu GIV je nyní sledováno 6 reaktorových systémů. Ty byly vybrány kritickým zhodnocením z téměř sta možností, které principiálně přicházely v úvahu. Hlavními kritérii při výběru byly již dříve jmenované cíle a požadavky GIF. Předpokládá se, že tyto systémy budou prototypově ověřeny a následně průmyslově využity, přičemž mají být v testovacím provozu k dispozici kolem roku 2020. Vybraných šest reaktorových systémů IV. generace jsou podrobně popsány v této kapitole. Jednoduchý přehled jednotlivých systémů je v následující tabulce 4.1.

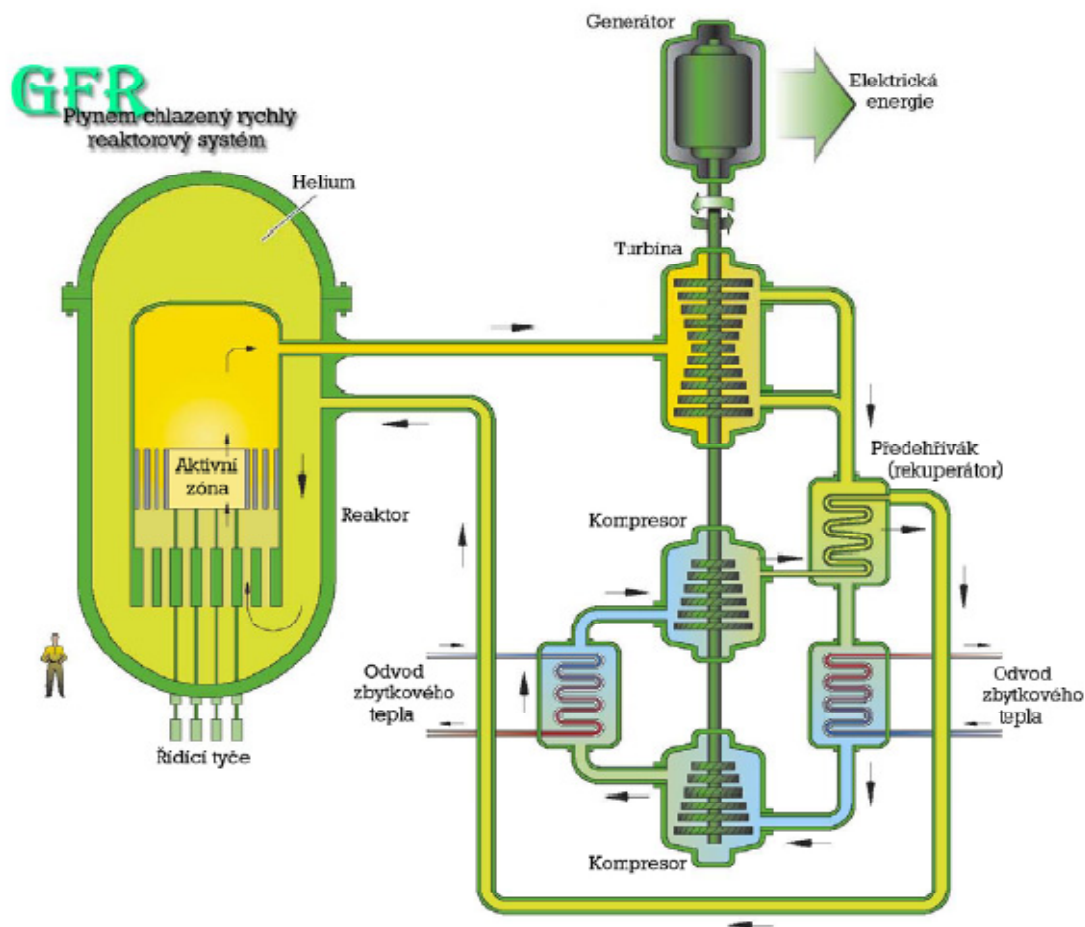
Tab. 4.1 Rozdělení reaktorových systémů

Reaktorový systém	Neutrony	Palivový oběh	Rozměr	Aplikace	Věda/Výzkum/Objevy
Plynem chlazený rychlý reaktor GFR	Rychlé	Uzavřený	Střední	Elektřina, aktinoidové hosp., H <sub>2</sub>	Palivo, materiály, bezpečnost
Olovo-bismutem chlazený reaktor LFR	Rychlé	Uzavřený	Malý střední velký	Elektřina, aktinoidové hosp., H <sub>2</sub>	Palivo, materiálová kompatibilita (Slučitelnost)
Tekutými solemi chlazený rychlý reaktor MSR	Tepelné	Uzavřený	Velký	Aktinoidové hosp., H <sub>2</sub>	Palivo, materiály, bezpečnost, spolehlivost
Sodíkem chlazený rychlý reaktor SFR	Rychlé	Uzavřený	Střední Velký	Elektřina, aktinoidové hosp.	Zdokonalení recyklace, pasivní bezpečnost, hraniční stavy
Superkritický lehkovodní reaktor SCWR	Tepelné Rychlé	Otevřený Uzavřený	Velký	Elektřina	Vysokoteplotní materiály, kompozity, keramika
Vysokoteplotní plynem chlazený reaktor VHTR	Tepelné	Otevřený	Střední	Elektřina, H <sub>2</sub> , odpadní teplo	Palivo, materiály, produkce vodíku

### 4.1 Plynem chlazený rychlý reaktorový systém (GFR)

#### 4.1.1 Základní popis

Jedná se o reaktorový systém, jehož aktivní zóna je chlazena plynem (předpokládá se využití helia) a štěpení je zajišťováno rychlým spektrem neutronů v uzavřeném palivovém cyklu pro efektivní přeměnu a řízení aktinoidů. Předpokládá se palivový cyklus s úplnou recyklací aktinoidů v místě elektrárny, což minimalizuje transport radioaktivního materiálu. Technologické schéma je na obrázku 4.1. Stejně jako heliem chlazené prototypy reaktorů, např. GT-MHR a PBMR, umožňuje vysoká výstupní teplota helia vyrábět elektřinu, vodík nebo technologické teplo s velmi vysokou účinností přeměny. Recyklace vyhořelého paliva bude založena buď na pokročilé vodní, pyrometalurgické nebo jiné



Obr. 4.1. Plynem chlazený rychlý reaktorový systém [6]

suché alternativě zpracování. Díky kombinaci rychlých neutronů a celkové recyklaci aktinoidů dokáže GFR minimalizovat dlouhodobě aktivní izotopy v odpadu. Helium ohřáté v reaktoru (vstupní teplota 490 °C, výstupní až 850 °C) je přivedeno na heliovou turbínu využívající přímý Braytonův cyklus. Nejvhodnějším kandidátem pro palivo těchto systému se jeví směs UPuC v SiC pokrytí. Výkon jedné reaktorové jednotky by měl být asi 600 MW<sub>t</sub>/288 MW<sub>e</sub>. Počítá se s výstavbou zařízení pro zpracování vyhořelého odpadu a dalších provozů (výroba vodíku) v místě elektrárny. Předpokládané charakteristiky reaktoru jsou shrnuty v tabulce 4.2.



Tab. 4.2 Parametry reaktoru GFR

Parametry reaktoru	Referenční hodnota
Výkon tepelný/elektrický	600 MW <sub>t</sub> /288 MW <sub>e</sub>
Netto účinnost (přímý heliový cyklus)	48 %
Teplota chladiva vstupní/výstupní, tlak	490 °C/850 °C při 9,12 MPa
Měrný objemový výkon	100 MW <sub>t</sub> /m <sup>3</sup>
Referenční směs paliva	UPuC/SiC (70/30 %) s obsahem asi 20 % Pu
Objemový podíl palivo/plyn/SiC	50/40/10 %
Vyhoření, poškození	5 % FIMA, 60 dpa

#### 4.1.2 Technologický základ

Jako technologický základ nám velice dobře poslouží několik prototypů plynem chlazených reaktorů s tepelným, popř. rychlým spektrem neutronů. Mezi pokusné a demonstrační projekty patří např. již zavřený “Dragon Projekt” ve Velké Británii, AVR a THTR v Německu a “Peach Bottom” a “Fort Vrain” v USA, nebo dodnes fungující projekty, jako je HTTR v Japonsku (30 MW<sub>t</sub>) a HTR-10 v Číně (10 MW<sub>t</sub>). Ve výstavbě je pokusný reaktor PBMR v JAR (300 MW<sub>t</sub>) a dále ruské instituce plánuje postavit 300 MW<sub>t</sub> reaktor GT-MHR pro využití plutonia z rozebraných zbraní. Tyto demonstrační elektrárny, které už sami obsahují mnoho nových vývojových prvků a materiálů, nám dávají slušný základ do dalšího vývoje. To ovšem se netýká otázek heliové turbíny s přímým Braytonovým cyklem a implementací stavebnicového uspořádání elektrárny, které musejí být teprve vyvinuty. Poznatky, týkající se výzkumu vysoce teplotně odolných materiálů, mohou být dále výhodně použity například u reaktoru VHTR.

**Technologické mezery.** U reaktoru GFR jde zejména o problém s pokrytím paliva, které musí vydržet vysoké teploty, a dále se samotným palivovým cyklem a bezpečnostními systémy. U reaktoru GFR je třeba dořešit zejména:

- Formu paliva pro rychlé spektrum neutronů.
- Materiál jádra reaktoru, odolný vysokým teplotám.
- Bezpečnost, zahrnující systémy pro odvod tepla při vysoké výkonové hustotě.
- Technologii palivového cyklu včetně kompaktního nakládání s vyhořelým palivem a přípravu pro recyklaci.
- Nutnost vyvinout vysoce výkonnou heliovou turbínu pro efektivní výrobu elektřiny.
- Navrhnout propojení návazných technologických procesů s vysoko-teplotním odpadním teplem.

### 4.1.3 Oblasti dalšího výzkumu

**Materiály.** Konstrukční materiály uvnitř reaktoru musí odolat poškození rychlými neutrony a při mimořádných situacích snést teploty až 1600 °C. Keramické materiály jsou proto hlavním kandidátem pro materiál jádra. Nejnadějnější keramické materiály jsou karbidy (SiC, ZrC, TiC, NbC), nitridy (ZrN, TiN), a oxidy (MgO, Zr(Y)O<sub>2</sub>). Intermetalická slitina jako Zr<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> je slibný materiál jako reflektor rychlých neutronů.

**Výzkum reaktoru.** Inovovaný design musí překonat nedostatky svých předchůdců, zejména nízkou tepelnou odolnost a špatnou tepelnou vodivost helia při nízkých tlacích. Bude zavedeno několik pasivních postupů pro odvod přebytkového tepla v případě poklesu tlaku, například přirozenou konvekcí kolem reaktoru nebo semipasivním vstřikovačem těžkých plynů.

**Design a výpočty.** Nejdůležitější otázky týkající se ekonomické schůdnosti projektu jsou spojeny se značným zjednodušením elektrárny, integrovaným palivovým cyklem a modularitou reaktoru, což znamená výrobu jednotlivých částí (modulů) u dodavatele, s následnou přepravou a montáží v místě výstavby elektrárny.

### 4.1.4 Hodnocení

Systém GFR je nejlépe hodnocen pro jeho udržitelnost z dlouhodobého hlediska, díky jeho uzavřenému palivovému cyklu a skvělému využití v řízení aktinoidů. Veškeré zařízení nutné pro uzavřený palivový cyklus je instalováno přímo v komplexu elektrárny, což minimalizuje transport jaderných materiálů. Systém SFR je kladně hodnocen i z hlediska bezpečnosti, ekonomičnosti, nešíření jaderných zbraní a fyzické odolnosti. Se systémem se počítá především pro výrobu elektrické energie a řízení aktinoidů, ačkoliv by rovněž mohl sloužit k produkci vodíku. Uvedení do provozu je odhadováno kolem roku 2025.

## 4.2 Olovem chlazený rychlý reaktorový systém (LFR)

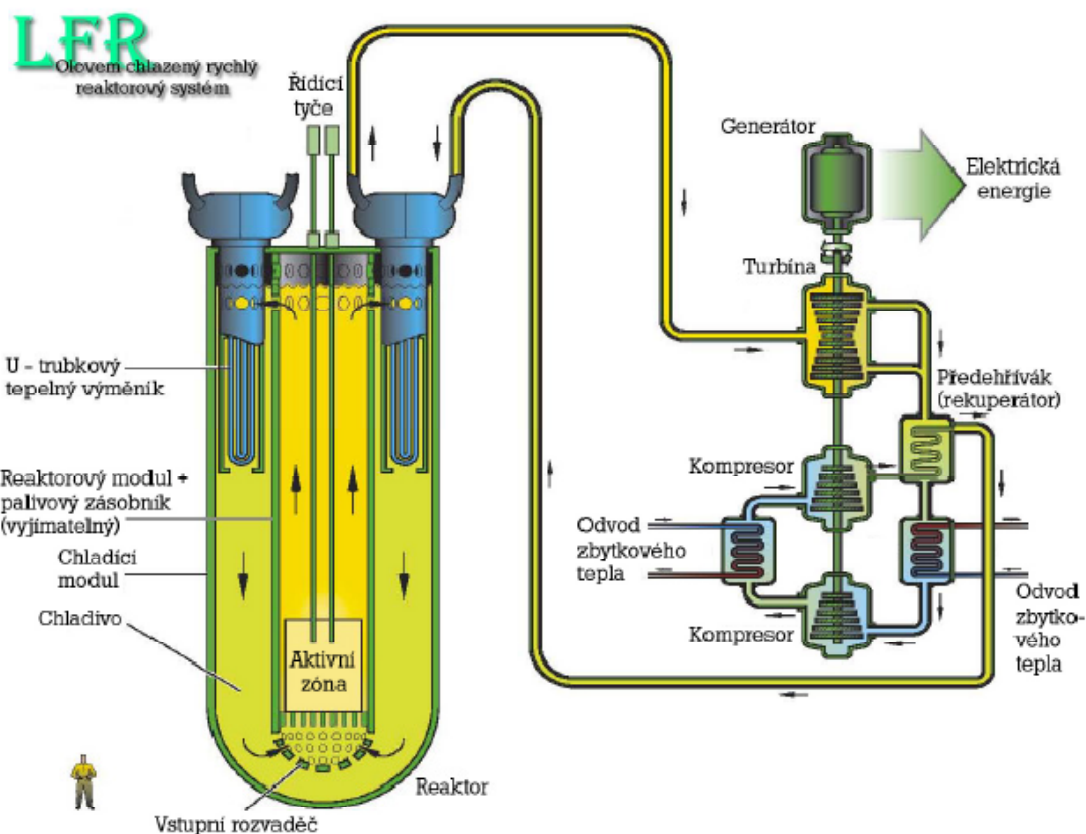
### 4.2.1 Základní popis

Systém bude chlazen přirozenou konvekcí eutektického roztaveného olova nebo směsí olovo - bismut a štěpení bude zajišťováno rychlým spektrem neutronů v uzavřeném palivovém cyklu. Projekt bude zahrnovat tři provedení, tzv. "bateriový" systém o výkonu 50 – 150 MW<sub>e</sub>, modulový systém o výkonu 300 – 400 MW<sub>e</sub> a velké monolitické elektrárny o výkonu až 1200 MW<sub>e</sub>. Systémy jsou speciálně navrhnuté pro produkci elektrické energie, vodíku a pitné vody. Předpokládané parametry jednotlivých systémů jsou shrnuty v tabulce 4.3. Kromě Pb - bateriového jsou všechny systémy určeny pro realizaci v krátkodobém termínu.

Tab. 4.3 Parametry jednotlivých reaktorů LFR

Parametry reaktoru	Referenční hodnoty			
	Pb - Bi bateriový	Pb - Bi modul	Pb velký	Pb bateriový
Chladivo	Pb - Bi	Pb - Bi	Pb	Pb
Výstupní teplota (°C)	~ 550	~ 550	~ 550	750 – 800
Tlak (Atm)	1	1	1	1
Jmenovitý výkon MW <sub>t</sub>	125 – 400	~ 1000	3600	400
Palivo	Kovová slitina nebo nitrid	Kovová slitina	Nitrid	Nitrid
Pokrytí paliva	Feritové	Feritové	Feritové	Keramický potah nebo odolná slitina
Průměrné vyhoření (GWd/t)	~ 100	~ 100 – 150	100 – 150	100
Poměr přeměny	1.0	$d \geq 1.0$	1.0 – 1.02	1.0
Proudění chladiva	Přirozené	Vnucené	Vnucené	Přirozené

Velmi zajímavý je zejména “bateriový systém“, jenž by měl být využíván především v lokálních oblastech a rozvojových zemích, které nebudou schopny postavit vlastní jadernou infrastrukturu. Jeho výhodou budou malé rozměry a v podstatě uzavřený palivový cyklus (výměna paliva asi po 15 - 20 letech), což samozřejmě redukuje jeho cenu a minimalizuje transport štěpných materiálů. Počítá se s tovární výrobou reaktorů, zapouzdřením a následným transportem do místa výstavby elektrárny. Znamená to, že nikdo (ani provozovatel reaktoru) nemá během celé doby fungování reaktoru přístup k jadernému palivu. Tato koncepce, kterou může umožnit používání jaderné energie i v politicky rizikových zemích. Jedno z možných uspořádání je na obrázku 4.2.



Obr. 4.2 Olovem chlazený rychlý reaktorový systém [6]

Systém LFR poskytuje následující výhody v porovnání se současnými rychlými reaktory chlazenými tekutými kovy:

- Vylepšený odvod tepla dovoluje zejména přirozená cirkulace chladiva, sací čerpadlo a další prvky. Zlepšení v přeměně energie je dáno vzrůstem teploty oproti tekutému sodíku a přechod z přehřátého na nadkritický Braytonův nebo Rankinův cyklus, ale také další tepelné aplikace, jako je výroba vodíku nebo odsolování a výroba pitné vody.
- Velmi příznivé složení Pb a Pb - Bi chladiva v bateriové alternativě umožňuje nízkou výkonovou hustotu jádra a chlazení přirozenou cirkulací. Uspořádání jádra pak dovoluje samostatné udržení štěpné reakce a vysoký stupeň reaktivity po dlouhou dobu (15-ti až 20-ti roční interval pro výměnu paliva). Pro střední a větší jednotky bude obvyklá větší výkonová hustota, nucená cirkulace chladiva a kratší interval pro výměnu paliva, ale systém bude těžit z vylepšeného odvodu tepla a zlepšené energetické přeměny.
- Elektrárny se zvýšenou inherentní bezpečností a uzavřeným palivovým cyklem by měly být připraveny v krátkodobém až střednědobém horizontu. V dlouhodobém horizontu by pak měla přibýt výroba vodíku.
- Příznivé vlastnosti olověného chladiva a nitridového paliva, spolu s vysoce teplotně odolnými konstrukčními materiály, pomohou v dlouhodobém měřítku zvýšit výstupní teplotu chladiva na 750 až 800 °C, která je teoreticky vhodná k výrobě vodíku a pro další tepelné procesy. Tento výzkum a vývoj je mnohem rozsáhlejší než pro variantu s 550 °C a vyžaduje nové složení materiálů a další vývoj paliva na bázi nitridu.

#### 4.2.2 Technologický základ

Technologie, které by mohly sloužit jako základ pro další výzkum, vycházejí z dnes používaných ruských ponorek třídy alfa, kde funguje chlazení Pb - Bi slitinou, dále z programu IFR (Integral Fast Reactor) s recyklací paliva z kovových slitin a jeho přepracování, a také z prvků pasivní bezpečnosti a modulárního designu v projektu ALMR (Advanced Liquid Metal Reactor). Současné nerezové oceli a kovové palivo, vyvinuté pro sodíkem chlazený rychlý reaktor, mohou být použity i pro olovo - bismutem chlazený reaktor s výstupní teplotou 550 °C. Technologické mezery a nedostatky. Podstatné nedostatky jsou v následujících oblastech:

- Zbývá dořešit několik otázek týkajících se paliva a konstrukčních materiálů u výstupní teploty 550 °C, ale zůstává mnoho podstatných problémů u varianty 750 - 800 °C, včetně:
  - o Vývoje nitridového paliva a slučitelnosti paliva s potahem.
  - o Vysokoteplotních konstrukčních materiálů.
  - o Ekologických otázek spojených s použitím olova.
- Design systému LFR, včetně:
  - o Odvodu tepla z jádra jak pro přirozenou tak pro vnucenou cirkulaci.
  - o Neutronových dat a nových nástrojů analýz.
  - o Kontroly chemického složení chladiva a produktů koroze, zejména obsahu kyslíku, aktivačních produktů a polonia 210Po
  - o Inovační metody odvodu tepla.
  - o Systému výměny paliva.
  - o Seismické izolace.
- Bilance elektrárny, přizpůsobení se nadkritickým parám Rankinova cyklu nebo vyvinutí technologie výroby elektřiny z nadkritické CO<sub>2</sub>, a dále zaměření na výrobu vodíku a výměníků tepla pro technologické tepelné procesy.

#### 4.2.3 Oblasti dalšího vývoje

**Palivo a materiály.** Krátkodobá alternativa počítá s využitím kovové slitiny jako paliva, případně nitridu, pokud bude dosažitelný. Palivo z kovových slitin ve formě tyčí pro teplotu 550 °C, U/TRU/Zr recyklace a technologie výroby jsou již více méně vyvinuty u sodíkem chlazených systémů. Směs nitridu jako paliva je možná i pro variantu s 550 °C, ale je naprosto nezbytná u vysokoteplotní alternativy. Bude trvat minimálně 10 - 15 let než získáme nové palivo na bázi Pb nebo Pb - Bi vhodné pro dlouhodobý provoz. V průběhu realizační fáze bude výzkum limitován nalezením vhodného materiálu pro pokrytí a vlastního složení nitridu.

**Vyšetřování materiálů.** Nejvyšší priorita je u výzkumu materiálů kladena na pokrytí paliva, materiál vnitřku reaktoru a výměníky tepla. Cílem není pouze vysoká životnost, ale i levná výroba, využívající nejnovější tvářicí a spojovací technologie. Pokrytí musí být slučitelné jak s olovem popř. slitinou Pb - Bi na straně chladiva, tak se směsí nitridu na straně paliva. Odolnost proti radiačnímu poškození v prostředí s rychlými neutrony musí být alespoň 15 až 20 let. Teoreticky přicházejí do úvahy SiC nebo ZrN kompozity pro povlaky u varianty s výstupní teplotou 800 °C, zatímco pro nízkoteplotní variantu postačuje standardní feritická ocel.

**Komponenty reaktoru.** Vnitřní uchycení reaktoru, technika výměny paliva, umístění jádra a jeho upnutí, jsou nyní největší otázky, jelikož vnitřek reaktoru a palivo bude ponořeno v hustém chladivu.

#### 4.2.4 Hodnocení

Systém LFR je nejlépe hodnocen pro jeho udržitelnost (uzavřený palivový cyklus), zamezení zneužití jaderného odpadu a fyzické ochraně, protože používá vsázku s dlouhou dobou života. Dále je kladně hodnocen pro jeho ekonomičnost. Bezpečnost může být dále zvýšena výběrem relativně inertního chladiva. Systém je primárně určen pro výrobu elektřiny a vodíku, případně pro správu aktinoidů s dobrou ochranou před zneužitím. S jeho využitím se počítá po roce 2025.

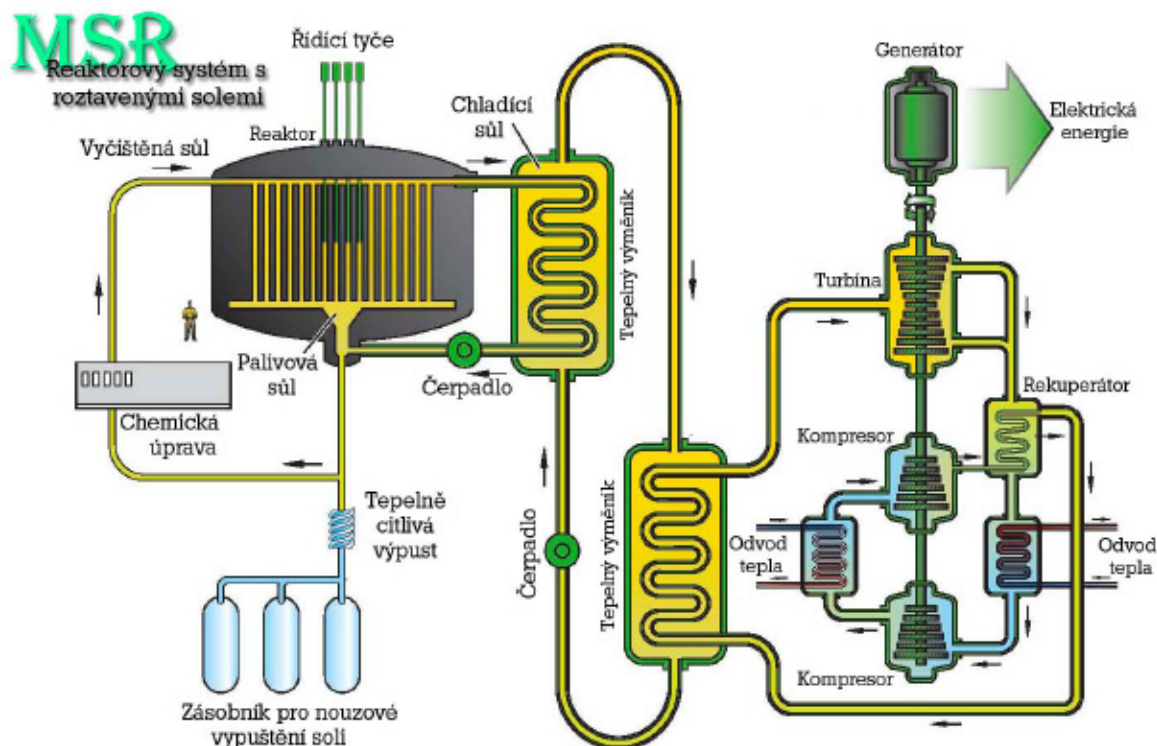
### 4.3 Reaktorový systém s roztavenými solemi (MSR)

#### 4.3.1 Základní popis

Reaktor MSR patří ve vybraných energetických systémech GIV mezi nejpokrokovější. Systém může pracovat jako transmutor, reaktor s relativně velmi nízkou tvorbou radioaktivních odpadů nebo jako reaktor pracující v U - Th (uran - thoriovém) palivovém cyklu. Palivo bude ve formě roztavených fluoridů uranu, sodíku a zirkonia, moderátorem bude pevný grafit. Používané soli tají při teplotách 425 až 510 °C. Při pracovních teplotách asi 550 až 750 °C jsou výborně tekuté. Soli nereagují aktivně se vzduchem ani vodou, což podstatně snižuje konstrukční problémy. Tenze par je velice nízká a tak je možno systém provozovat beztlakově. Nespornou výhodou je také to, že rozpuštěné palivo jde obtížně zneužít např. pro teroristické účely. Schématicky je systém znázorněn na obrázku 4.3.

Systém MSR má následující unikátní vlastnosti:

- Dobré neutronové hospodářství, otevírající alternativy pro spalování aktinoidů a jejich vysokou přeměnu.
- Vysoká provozní teplota představuje potenciál pro případnou výrobu vodíku.
- Fluoridy roztavených solí mají velmi nízký tlak par, což značně redukuje tlaky na nádobu a potrubí.
- Inherentní bezpečnost je zde zaručena nouzovým vypouštěním paliva, pasivním chlazením a nízkou koncentrací nestabilních štěpných produktů.
- Doplnování paliva, jeho přepracování a odstranění štěpných produktů je prováděno za provozu.



Obr. 4.3. Reaktorový systém s roztavenými solemi [6]

Reaktor může využívat jako paliva  $^{238}\text{U}$  nebo  $^{232}\text{Th}$  rozpuštěného ve formě fluoridu v roztavené soli. Rozmezí provozních teplot se může pohybovat od bodu tání eutektických fluoridů solí (okolo  $450\text{ }^{\circ}\text{C}$ ) až do teploty chemické kompatibility slitin niklu (kolem  $800\text{ }^{\circ}\text{C}$ ). Referenční elektrárna by měla mít výkon  $1000\text{ MW}_e$  při tlaku menším než  $0,5\text{ MPa}$ . Shrnutí referenčních parametrů je v tabulce 4.4.

Tab. 4.4 Parametry reaktoru MSR

Parametr reaktoru	Referenční hodnota
Čistý výkon	$1000\text{ MW}_e$
Měrný objemový výkon	$22\text{ MW}_e/\text{m}^3$
Čistá tepelná účinnost	44 až 50 %
Vstupní teplota paliva	$565\text{ }^{\circ}\text{C}$
Výstupní teplota	$700\text{ }^{\circ}\text{C}$ ( $850\text{ }^{\circ}\text{C}$ pro výrobu vodíku)
Moderátor	Grafit
Palivový cyklus	Přihříváný, vratný, heliový Braytonův cyklus

### 4.3.2 Technologický základ

Systém MSR byl objeven a vyvíjen v 50. letech pro pohon letadel. Projekt ARE (Aircraft Reactor Experiment) demonstroval v roce 1954 vysoké teploty (815 °C) a solidní výkonnost s cirkulací roztavených fluoridů soli (NaF/ZrF<sub>4</sub>). Osmimegawattový reaktor s roztavenými solemi byl provozován v 70. letech v Oak Ridge National Laboratory v rámci tzv. MSRE (Molten Salt Reactor Experiment), kde bylo demonstrováno mnoho základních rysů, včetně možnosti použití různých paliv <sup>235</sup>U, <sup>233</sup>U a plutonia. Byl navrhnut detailní 1000 MW<sub>e</sub> návrh reaktoru s roztavenými solemi. V rámci těchto programů bylo vyřešeno mnoho zásadních problémů týkajících se provozu stejně tak jako stability roztavených solí.

**Technologické mezery a nedostatky.** Systém MSR má několik nedostatků, které je nutné dořešit. Nejvyšší priorita je kladena na chemické složení solí, rozpustnost aktinoidů a lanthanoidů v palivu, kompatibilita s ozářenou rozpuštěnou solí, konstrukčními materiály a grafitem a pokovení tepelných výměníků. Specifické oblasti tohoto výzkumu lze rozdělit následovně:

- Rozpustnost minoritních aktinoidů a lanthanoidů v roztavených solích fluoridu pro správu aktinoidů s jejich vysokou koncentrací.
- Chování roztavených solí po celou dobu života, chemické složení paliva a přepracování během provozu a možnosti konečné likvidace odpadů.
- Kompatibilita materiálů jak s čerstvým tak ozářeným palivem z roztavených solí při vysokoteplotních operacích.
- Pokovení primárních stěn tepelného výměníku vzácnými kovy.
- Vývoj technologií pro zpracování solí, separaci a přepracování, včetně zjednodušení technologického postupu.
- Vývoj paliva a jeho kvalifikace pro možnost výběru vhodného složení roztavené soli.
- Studie koroze a křehnutí, pro určení doby života materiálů a jejich spolehlivosti.
- Vývoj technologie pro kontrolu tritia (3H).
- Kontrola chemického složení, kontrola REDOX, čištění solí.
- Technologie utěsnění grafitu, vylepšení stability grafitu a jeho testování.
- Detailní koncepční návrh a jeho specifikace.

### 4.3.3 Oblasti dalšího vývoje

**Paliva a materiály.** Hlavním úkolem výzkumu pro specifikaci paliva je, vyvinout jednoduchý a spolehlivý technologický postup zpracování, od počátečního zavážení, až po zpracování finálního odpadu. Výzkum musí poskytnout základní kinetické a termodynamické údaje, charakteristiku chování produktů štěpení, a také určit optimální proces pro separaci štěpných produktů.

**Výběr solného paliva.** Palivo musí vyhovět požadavkům, které zahrnují vhodné neutronové vlastnosti (nízký aktivní průřez rozpouštějících součástí, radiační stabilitu, záporný teplotní koeficient), teplotní a transportní vlastnosti (nízký bod tání, tepelná stabilita, nízký tlak par, dostatečný přenos tepla a viskozitu), chemické vlastnosti (vysoká rozpustnost palivových součástí, kompatibilita s materiálem kontejnmentu a moderátorem, snadné přepracování paliva), kompatibilní s formou konečného odpadu, spolu s nízkou



cenou paliva a výrobních procesů. Pro provoz reaktoru jako spalovače aktinoidů vzrůstá koncentrace štěpných produktů a transuranových prvků v jádru, což vyžaduje vyšší rozpustnost. To znamená vyšetřit nové složení fluoridů sodíku a zirkonia. Sodík má vyšší absorpční neutronový průřez a tak je o trochu méně neutronově příznivý. Tento nedostatek může být částečně kompenzován zvýšením obohacení paliva, a dále, volbou NaF - ZrF<sub>4</sub> místo BeF<sub>2</sub> zvýšíme rozpustnost soli a snížíme produkci tritia. Navíc NaF - ZrF<sub>4</sub> a příbuzné soli s velkým obsahem thoria v nich rozpuštěném, by mohly mít lepší koeficient teplotní reaktivity.

**Kovové komponenty.** Testy materiálové kompatibility vyžadují prostředí s intenzivním ozařováním. První výsledky tohoto výzkumu by měly určit reakce štěpných produktů (pokud budou), změřit mechanické vlastnosti a demonstrovat dobu života konstrukčních materiálů. Zkoušený materiál by měl obsahovat i slitiny na bázi niklu, které byly odzkoušeny v programu MSR v 50. a 60. letech, jako jsou INOR-8, Hastelloy B a N a Inconel, stejně jako ostatní nadějně materiály, např. slitiny niob-titanu. Slitiny na bázi niklu se osvědčily jako vhodný konstrukční materiál. INOR-8 je pevný, stabilní, korozivzdorný a má dobré tvářicí a svařovací charakteristiky. Je plně kompatibilní s grafitem a nesodíkovými solemi až do 815 °C (se sodíkovými jen do 700 °C). Upravený Hastelloy N, vyvinutý pro použití s fluoridovými solemi při vysokých teplotách (do 800 °C), je korozivzdorný, ale vyžaduje další dlouhodobé testování.

**Grafit.** Primární funkcí grafitu v reaktoru je zajistit moderaci neutronů. Poškození grafitu radiací bude vyžadovat jeho výměnu každých 4 až 10 let, stejně jako např. u VHTR reaktorů. Zvýšení odolnosti grafitu přímo zvyšuje využitelnost elektrárny, jelikož systém MSR nemusí být odstaven při výměně paliva. To by mělo motivovat k intenzivnímu výzkumu grafitu s vylepšenými vlastnostmi.

**Výběr chladících solí sekundárního obvodu.** Soli sekundárního okruhu budou pracovat ve výrazně méně škodlivých podmínkách než primární systém. Teplota je nižší, nejsou zde štěpné produkty ani aktinoidy a vliv neutronů je mnohem nižší. Kovy musí odolat korozi chladících solí, takže mohou být stejné, jako v primárním okruhu popř. fluor-borité směsi jako alternativa (směs NaBF<sub>4</sub> a NaF). Další výzkum musí potvrdit vhodnost těchto materiálů. Volba soli bude částečně záviset na druhu energetické přeměny v terciárním okruhu.

**Design a ohodnocení.** Detailní návrh reaktoru na roztavené soli nebyl od roku 1970 znova vytvořen. Modernizovaný design (včetně kompromisních studií) je třeba k lepšímu pochopení silných stránek a slabin a postupnému naplnění ekonomických záruk. Současná regulační (a licenční) struktura je navržena jen pro systémy s pevným palivem, proto MSR potřebuje rovnocenný bezpečnostní regulaci pro tekutá paliva. Jelikož jde o prostředí s vysokou radiací, je zde potřeba nových technologií pro dálkové a robotické ovládání, inspekci a opravy.

**Palivový cyklus.** Značný pokrok musí být dosažen zejména v oblasti zpracování soli a její kvality. Cílem je vyvinout jednoduchý proces s poměrem blízkým jedné, který bude optimalizován pro transmutaci aktinoidů z jiných reaktorů. Další úsilí bude věnováno výzkumu finálního jaderného odpadu a dořešení otázek týkajících se nešíření jaderných materiálů a fyzické ochrany systému MSR.

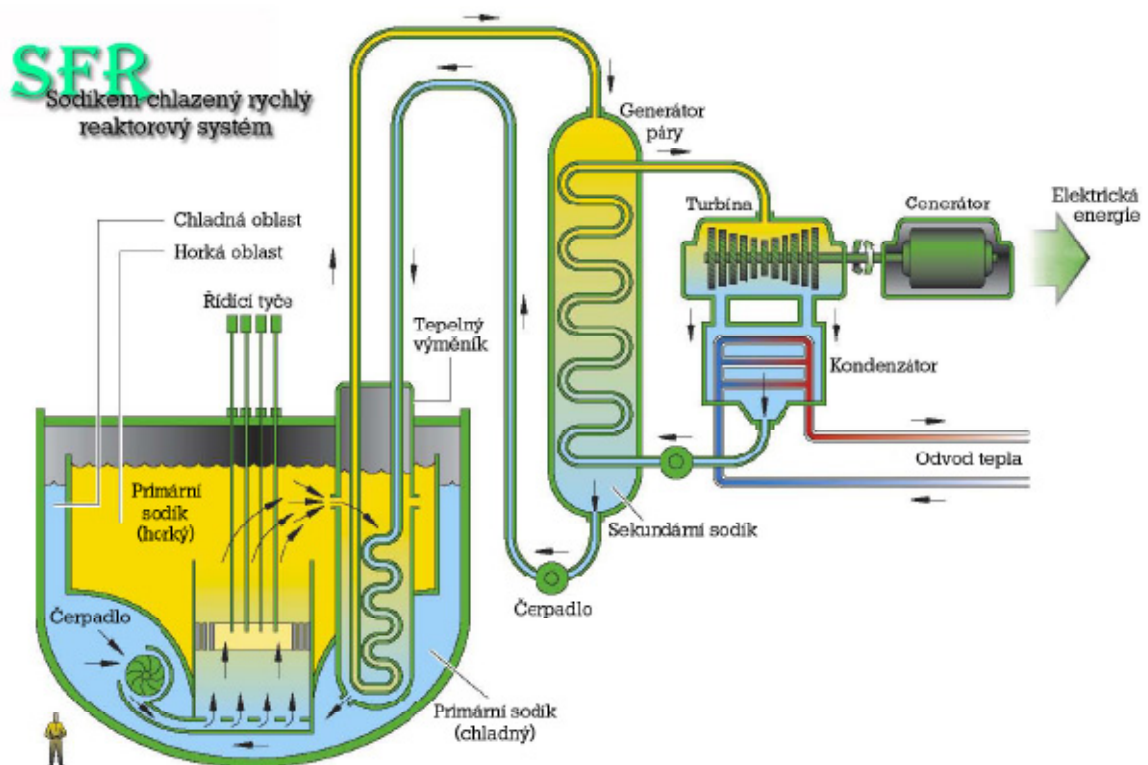
#### **4.3.4 Hodnocení**

Systém MSR je nejlépe hodnocen v udržitelnosti, díky uzavřenému palivovému cyklu a výbornému výkonu ve spalování odpadů. Dobře je na tom i v oblasti bezpečnosti, zabránění nešíření jaderných materiálů a fyzické ochraně. “Neutrálně” je na tom z ekonomického hlediska kvůli velkému počtu subsystémů. Počítá se s jeho využitím k výrobě elektřiny a spalování odpadů. S jeho výstavbou se počítá až po roce 2025.

### **4.4 Sodíkem chlazený rychlý reaktorový systém (SFR)**

#### **4.4.1 Základní popis**

Jedná se o reaktor s vysokoenergetickými neutrony a uzavřeným palivovým cyklem. Primární poslání systému je správa vysoceaktivních odpadů a zvláště pak aktinoidů a plutonia. Uzavřený aktinoidový palivový cyklus si můžeme představit ve dvou různých uspořádáních. První, středně velký (150 - 500 MW<sub>e</sub>), sodíkem chlazený reaktor s palivem z kovové slitiny uranu-plutonia-zirkonia, podporovaný palivovým cyklem založeným na pyrometalurgickém zpracování (pyroprocesu), umístěném společně s reaktorem. Druhou možností jsou střední až velké (500 - 1500 MW<sub>e</sub>), sodíkem chlazené rychlé reaktory s dobře známou a ve světě používanou směsí MOX, podporovanou palivovým cyklem, založeným na pokročilém vodním zpracování v centrální oblasti, obsluhující několik reaktorů. K chlazení tohoto systému bude použit tekutý sodík, jehož teplota se na výstupu z rychlého reaktoru pohybuje obvykle mezi 530 až 550 °C. Radioaktivní sodík bohužel reaguje s vodou a vzduchem, za uvolnění značného množství tepla. Proto byl přidán druhý sodíkový okruh, který izoluje primární chladivo v aktivní zóně reaktoru od vody v parním systému, která vyrábí elektřinu pomocí tradičního Rankinova cyklu. Systém si můžeme prohlédnout na obrázku 4.4.



Obr. 4.4. Sodíkem chlazený rychlý reaktorový systém [6]

Primární chladicí obvod může být navržen buď jako bazén (obvyklý přístup, kdy jsou všechny součásti primárního okruhu uloženy v jedné nádobě a jak je ukázáno na obrázku), nebo jako kompaktní okruh, podporovaný například v Japonsku. Jak již bylo řečeno, technologie palivového cyklu bude buď pokročilé vodní zpracování nebo pyroproces, vycházející ze složeného výrazu pyrometalurgické zpracování. Oba cykly mají podobné cíle: (1) zotavení a recyklaci 99,9 % všech aktinoidů, (2) přirozeně nízký dekontaminační faktor produktů, které je činí vysoce radioaktivními a (3) zákaz separace plutonia v jakékoliv fázi procesu z důvodů zabránění zneužití jaderného materiálu. Tyto technologie palivového cyklu musí být navíc adaptabilní palivům s tepelným spektrem. To je nezbytné ze dvou důvodů: (1) Spouštěcí palivo rychlých reaktorů musí skutečně pocházet z vyhořelého paliva tepelných reaktorů. (2) Aby mohly být využity výhody pokročilého palivového cyklu ve správě odpadů (jmenovitě redukce počtu budoucích úložišť a redukce požadavků na jejich technické vybavení), bude muset být palivo z tepelných reaktorů využito se stejným regeneračním faktorem. Tudíž, technologie reaktoru a palivového cyklu je silně propojena. Základní parametry elektrárny jsou v následující tabulce 4.5.

Tab. 4.5 Parametry reaktoru SFR

Parametry reaktoru	Referenční hodnota
Výstupní teplota	530 - 550 °C
Tlak	~ 1 Atm
Jmenovitý výkon	1000 - 5000 MW <sub>t</sub>
Palivo	Slitina oxidu nebo kovu
Pokrytí	Feritické
Průměrné vyhoření	~ 150 - 200 GWd/t
Poměr přeměny	0,5 - 1,3
Měrný objemový výkon	350 MW <sub>t</sub> /m <sup>3</sup>

#### 4.4.2 Technologický základ

Sodíkem chlazený reaktor je nejvyvinutější ze všech šesti systémů IV. generace. Systém SFR fungoval ve Francii, Japonsku, Německu, Anglii, Rusku a USA. Demonstrační reaktory od 1,1 MW<sub>t</sub> (v rámci projektu EBR-I (Experimental Breeder Reactor Number One) v roce 1951) po elektrárnu 1200MW<sub>e</sub> (v projektu Superphenix v roce 1985), a další sodíkem chlazené reaktory dodnes fungující v Japonsku, Francii a Rusku. Výhoda předchozích investic se odráží v tom, že potřeby dalšího výzkumu a vývoje souvisejí zejména s výkonnostními otázkami. Variantou paliva je buď směs MOX nebo kov. Obě varianty jsou dostatečně vyvinuty, přestože směs MOX je probádána podstatně více než varianta s kovy.

**Technologické mezery.** Podstatné technologické nedostatky jsou v následujících oblastech:

- Zajistit pasivní bezpečnostní odezvu na všechny základní iniciátory poruch, včetně jejich krátkodobého působení bez nutnosti odstavit reaktor.
- Redukce hlavních nákladů.
- Test schopnosti reaktoru čelit hraničním stavům.
- Rozšířit pyroproces s ukázkou zotavení většiny minoritních aktinoidů.
- Vývoj technologie výroby oxidů paliva se vzdálenou obsluhou a údržbou.

U pokročilého vodního zpracování je minimální zkušenost s produkcí keramických tablet, které obsahují minoritní aktinoidy a stopové množství štěpných produktů a dále je nutné prokázat zvýšení vykrystalizování uranu. Splnění těchto otázek je klíčem k dosažení nákladových cílů. Pro pyroproces zůstávají otázky realizovatelnosti a nedostatek zkušeností s recyklací plutonia a minoritních aktinoidů ve velkém měřítku, minimální zkušenost s redukcí zařízení potřebného k odstranění aktinoidů z elektrolyticky-rafinačních solí před zpracováním a minimální zkušenost se systémy iontové výměny, pro redukcí objemu keramických odpadů.

#### 4.4.3 Oblasti dalšího vývoje

**Palivo a materiály.** Varianty pro použití paliva je směs MOX a kovová slitina. Oba typy budou obsahovat malou část minoritních aktinoidů a se zamýšleným nízko-dekontaminačním palivovým procesem také malé množství štěpných produktů. Přítomnost minoritních aktinoidů a štěpných produktů vyžaduje dálkově řízenou výrobu paliva. To vytváří potřebu ověřit, zda takto vyráběné palivo bude v reaktoru adekvátně pracovat.

**Bezpečnost.** Celosvětové zkušenosti s využitím těchto systémů ukazují, že mohou být provozovány bezpečně a spolehlivě. Bezpečnostní výzvy souvisejí s (1) ověřením předvídatelnosti a efektivnosti mechanismů, které budou přispívat k pasivně-bezpečnostní odezvě a řešení předpokládaných a přechodných stavů bez výpadku reaktoru a (2) zabezpečení hraničních stavů, které budou považovány za udržitelné, bez ztráty schopnosti chlazení paliva nebo ztráty funkčnosti kontainmentu.

#### 4.4.4 Hodnocení

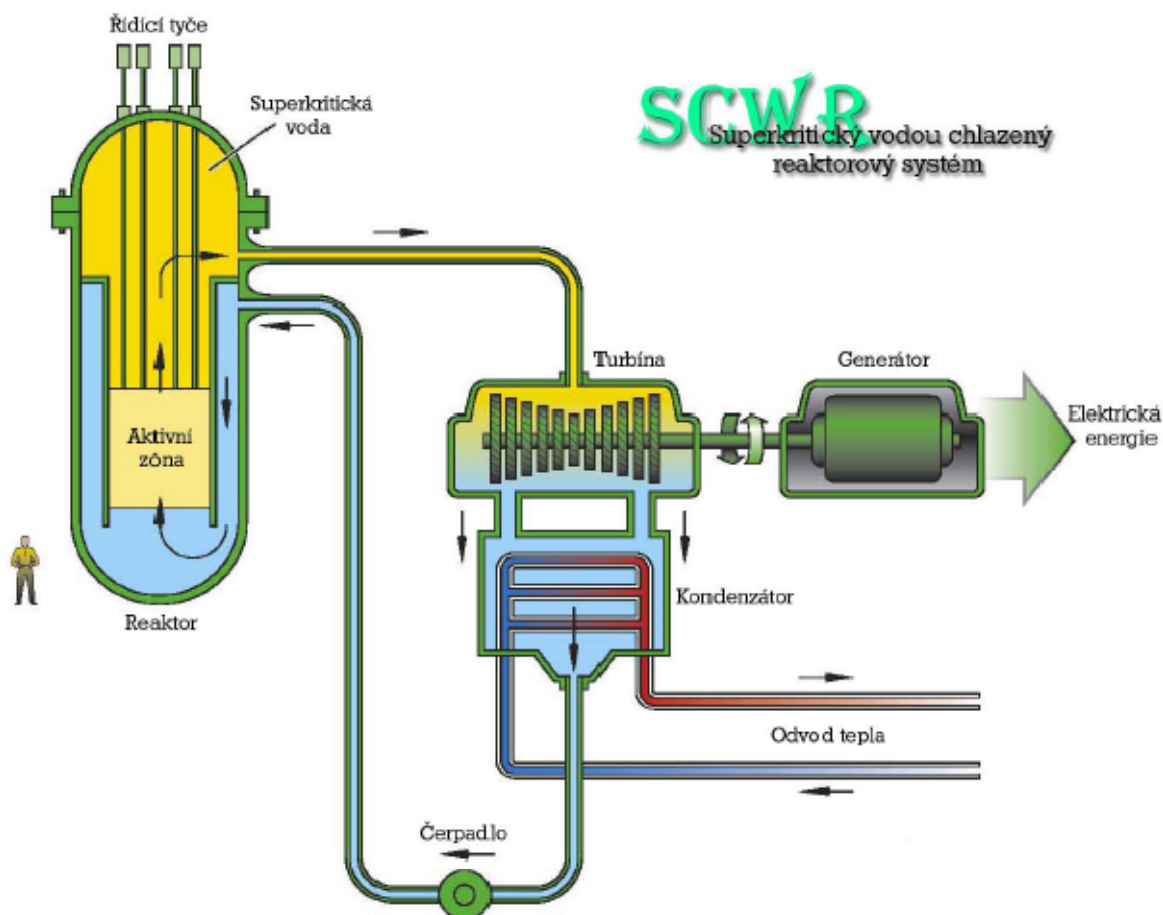
Jelikož sodíkem chlazené reaktory vyžadují dvojstupňový přenos tepla mezi aktivní zónou a turbínou, jsou nákladnější. Tepelná účinnost je kromě toho nižší než např. u nejmodernějších vodou nebo vzduchem chlazených reaktorů. Navíc, kapalné kovy jsou neprůhledné, což ztěžuje kontrolu a údržbu jednotlivých složek zařízení. Systém SFR je nejlépe hodnocen z hlediska udržitelnosti, díky uzavřenému palivovému cyklu a výborné schopnosti při správě aktinoidů, dále pak v bezpečnosti a ekonomičnosti a trochu hůře v oblasti fyzické ochrany a nemožnosti zneužití vyhořelého paliva, jelikož reaktor vyprodukuje víc plutonia, než ho sám spálí. Systém SFR je první systém se správou aktinoidů, který by měl být využit v krátkodobém horizontu. Vzhledem ke zkušenostem s oxidy paliva by měl být nasazen už po roce 2015.

### 4.5 Superkritický, vodou chlazený reaktorový systém (SCWR)

#### 4.5.1 Základní popis

Jedná se vysokoteplotní, vysokotlaký reaktor, pracující nad termodynamickým kritickým bodem vody, přičemž kritičností se zde rozumí parametry vodní (22,1 MPa, 374 °C), nikoliv neutronově-fyzikální. Při těchto parametrech a superkritickém Rankinovu cyklu můžeme dosáhnout čisté tepelné účinnosti kolem 44 %. Nabízejí se dvě možnosti palivového cyklu. První je otevřený uranový cyklus s reaktorem na tepelné neutrony, druhý pak uzavřený, s rychlými neutrony a úplnou recyklací aktinoidů, založenou na pokročilém vodním zpracování. Využití varianty s rychlými neutrony bude záviset na úspěchu ve výzkumu a vývoji materiálů. U varianty s tepelnými neutrony bude kvůli nízké hustotě superkritické tekutiny přidán dodatečný moderátor, aby termalizoval 16 neutrony v aktivní zóně. V obou případech bude mít referenční elektrárna výkon asi 1700 MW<sub>e</sub> při provozním tlaku 25 MPa a teplotou vody přibližně 280 °C na vstupu a 510 °C na výstupu. Při přechodu na nadkritické parní stavy se tlakovodní a varný reaktor fakticky spojují do jedné koncepce. Chladicí voda v reaktoru přechází v superkritickou tekutinu, která se pak, stejně jako ve varném reaktoru, vede přímo do turbíny. Na rozdíl od tlakovodního reaktoru zde odpadá výroba páry (parogenerátor) a rozdělování do primárního a sekundárního okruhu. Nejsou zde odlučovače ani sušiče páry. Díky těmto změnám se dosahuje citelně vyšší

účinnosti zařízení. Hlavní nevýhodou systémů s vodou při podmínkách nad kritickým bodem je zvýšená korozivita tohoto chladiva, což klade zvýšené požadavky na materiály a jejich strukturu. Tyto systémy mají být pokračováním klasických tlakovodních reaktorů PWR. Oproti současným reaktorům však mají mít vyšší účinnost (33 - 35 % u současných tlakovodních a 44 % u budoucích superkritických reaktorů). Systém SCWR je schématicky znázorněn na obrázku 4.5.



Obr. 4.5. Superkritický vodou chlazený reaktorový systém [6]

Systém má některé unikátní vlastnosti, které nabízejí značné výhody v porovnání se současnými systémy LWR, a to v následujících oblastech:

- Vyšší tepelnou účinnost.
- Nižší průtok chladiva, což vede k redukci velikosti chladících čerpadel, potrubí a s tím souvisejícího zařízení.
- Nižší množství chladiva.
- Neexistence varné krize, způsobená neexistencí druhé fáze chladiva v reaktoru.
- Absence vysoušečů páry, separátorů, parogenerátorů a oběhových čerpadel.

Japonský superkritický lehkovodní reaktor SCLWR (Supercritical Light Water Reactor) s termálním spektrem neutronů byl předmětem největšího výzkumu v posledních deseti až patnácti letech a je základem pro většinu referenčních návrhů. Nádoba SCWR je konstrukčně podobná jako u PWR (třebaže primární systém chladiva je přímý cyklus typu BWR). Chladivo o vysokém tlaku (25,0 MPa) vstupuje do nádoby při 280 °C. Chladivo je

v reaktoru zahřáté na 510 °C a odevzdáno cyklu výkonové přeměny, který kombinuje technologii LWR a technologii superkritických fosilních elektráren, kde vysoko, středně a nízkotlaké turbíny pracují se dvěma přehřívajícími cykly. Předpokládané náklady pro 1700 MW<sub>e</sub> elektrárnu by měly být kolem 900 USD/kW<sub>e</sub> (tedy asi poloviční v porovnání s náklady na ALWR), následkem zjednodušení, větší kompaktnosti a lepší ekonomické rozvaze. Provozní náklady by pak měly být až o 35 % nižší než u současných lehkovodních reaktorů. Podobně jako u tlakovodního reaktoru se v případě poruchy samovolně spustí do aktivní zóny havarijní absorpční tyče. Následné uzavření obálky, snížení tlaku a odvodu páry se provádí podobně jako u varného reaktoru (navrhuje se převzetí prvků pasivní bezpečnosti z varného reaktoru SWR 1000). Systém SCWR může být rovněž navržen pro práci s rychlými neutrony. Přehled referenčních parametrů budoucí elektrárny je v následující tabulce 4.6.

Tab. 4.6 Parametry reaktoru SCWR

Parametry reaktoru	Referenční hodnoty
Základní konstrukční náklady	900 USD/kW <sub>e</sub>
Výkon a tepelné spektrum neutronů	1700 MW <sub>e</sub> , tepelné spektrum
Čistá účinnost	44 %
Vstupní/výstupní teplota chladiva a tlak	280/510 °C při 25 MPa
Měrný objemový výkon	~ 100 MW <sub>t</sub> /m <sup>3</sup>
Referenční palivo	UO <sub>2</sub> , pokryté austenitickou, popř. martenziticou nerezovou ocelí nebo Ni slitinou
Materiál paliva a pokrytí	Pokročilé vysokopevnostní slitiny
Vyhoření, poškození	~ 45 GWd/t, 10 - 30 dpa

#### 4.5.2 Technologický základ

Technologický základ SCWR můžeme nalézt v existujících LWR reaktorech a komerčních superkritických, vodou-chlazených, uhlí-spalujících elektrárnách. Nicméně jsou zde stále relativně nevyvinuté oblasti. Nebyl zde dosud vybudován ani testován žádný SCWR reaktor a neproběhly testy uvnitř reaktoru pro materiály primárního okruhu.

**Technologické nedostatky.** Základní technologické nedostatky jsou v následujících oblastech:

- SCWR materiály a jejich struktura, včetně:
  - Koroze a tlaková koroze (SCC - Stress Corrosion Cracking).
  - Radiolýza a chemie vody.
  - Objemová a mikrostrukturální analýza.
  - Pevné, křehnutí a tečení odolné materiály.
- Bezpečnost SCWR, včetně stability výkonového toku v průběhu provozu.
- Provedení elektrárny.

### 4.5.3 Oblasti dalšího vývoje

**Palivo a materiály.** Prostředí se superkritickou vodou je unikátní a existuje minimum dat o chování materiálů po ozáření při daných teplotách a tlacích. Zatím nebyl zvolen ani materiál paliva a pokrytí, ani dalších konstrukčních materiálů. Požadavky na pokrytí paliva budou mnohem vyšší u reaktoru s rychlým spektrem neutronů než u tepelného. Většina testů ozáření bude muset probíhat přímo v testovacím reaktoru, nicméně ozáření na bázi urychlovače, schopného produkovat vysoké proudy lehkých iontů, se jeví jako levná a rychlá alternativa pro zkoušky koroze a mikrostrukturální stability. Další vývoj bude muset vyřešit otázky, týkající se bezpečnosti, transportních vlastností, projevů LOCA (loss of coolant accident) neboli nehod spojených se ztrátou chladiva, stability výkonového toku a konstrukce, zatímco samotný reaktorový systém, palivový cyklus a bilance elektrárny nevyžaduje další podstatný výzkum.

### 4.5.4 Hodnocení

Nejlépe je systém hodnocen z hlediska ekonomičnosti, vzhledem k vysoké tepelné účinnosti a zjednodušení elektrárny. Ve variantě s rychlými neutrony je systém vysoce hodnocen v udržitelnosti. Dobře je na tom z hlediska bezpečnosti, fyzické ochrany a možnosti zneužití. Systém je primárně určen k výrobě elektrické energie s možností správy aktinoidů. Vzhledem k nutnosti dalšího materiálového výzkumu se dá počítat s uvedením do provozu až po roce 2025.

## 4.6 Vysokoteplotní reaktorový systém (VHTR )

### 4.6.1 Základní popis

Vysokoteplotní reaktorové systémy mají být dalším krokem ve vývoji vysokoteplotních plynem chlazených reaktorů. Tyto systémy budou vynikat nejen vysokou bezpečností z hlediska těžkých havárií spojených s tavením aktivní zóny, ale výstupní parametry jejich chladiva (s největší pravděpodobností helia) je přímo předurčují pro zplyňování uhlí a produkci vodíku. Využitím vysoké výstupní teploty chladiva přes 1000 °C lze produkovat termochemickým jód-sírným I-S procesem (iodine sulfur process) vodík přímo z vody, případně z tepla, vody a zemního plynu, s mimořádnou účinností. Předpokládá se, že jednotka o výkonu 600 MW<sub>t</sub> určená k produkci vodíku, může vyrábět až 2 miliony krychlových metrů vodíku za den. Systém VHTR může také vyrábět elektřinu s účinností přeměny přes 50 % při 1000 °C v porovnání s 47 % při 850 °C u systémů GT-MHR a PBMR. Kogenerace výroby tepla a elektřiny činí systém VHTR atraktivním pro velké průmyslové komplexy. Systém může zaujmout místo v rafinérství a petrochemickém průmyslu, kde by měl sloužit jako zdroj velkého množství procesního tepla při různých teplotách, včetně výroby vodíku. Výstupní teploty přes 1000 °C by mohly nalézt uplatnění v metalurgii, ocelářství a při výrobě hliníku.

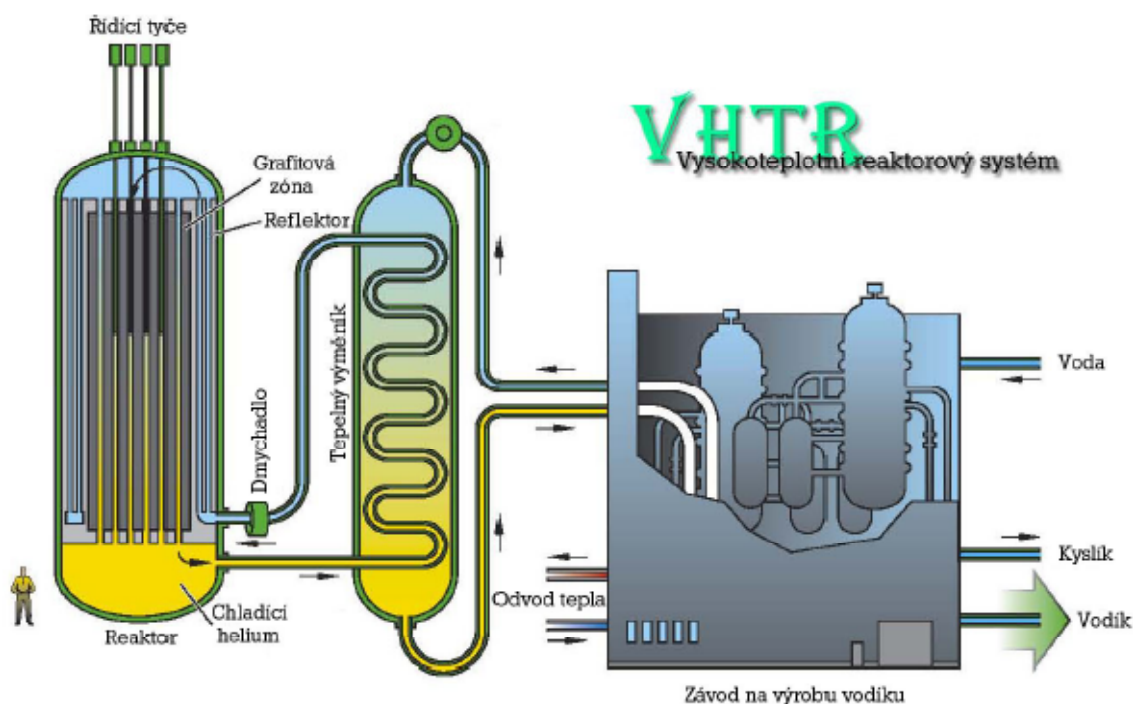
V reaktoru bude probíhat štěpení tepelnými neutrony, moderovanými grafitem a chlazenými heliem v otevřeném palivovém cyklu. Předpokládané palivo bude mít pravděpodobně podobu koule se ZrC nebo SiC pokrytím tzv. PBMR jako např. Čínský



HTR-10 nebo prizmatické bloky s plynovou turbínou moderovanou heliem GT-MHR, jako např. Japonský HTTR. Pro výrobu elektřiny bude přímo do primárního okruhu elektrárny umístěna plynová heliová turbína, jde tedy o přímý cyklus. Ostatní tepelné aplikace budou spojeny přes přechodný tepelný výměník, což nazýváme nepřímým cyklem.

#### 4.6.2 Technologický základ

Základní technologie byla úspěšně odzkoušena v projektech HTGR jako Dragon, Peach Bottom, AVR, THTR a Fort St Vrain a také v pokročilých konceptech jako GT-MHR a PBMR. Prototyp elektrárny s vysokoteplotním reaktorem byl úspěšně provozován například v Německu v letech 1986-1990, kdy zde byla provozována demonstrační elektrárna THTR-300. Reaktor elektrárny obsahoval 675 000 palivových koulí o průměru 6 cm. Každá koule obsahovala 10 000 mikrokuliček paliva - celkem 10 gramů thoria a 1 gram silně obohaceného uranu - povlečených vždy třemi pevnými vrstvami karbidu křemíku a uhlíku. Výměna palivových koulí s vyhořelým uranem za čerstvé probíhala sypaním do reaktoru za plného provozu, což je oproti tlakovodním reaktorům podstatná výhoda. Chladicí helium dosahovalo teploty na výstupu 750 °C a demonstrační elektrárna poskytovala do veřejné sítě elektrický výkon 300 MW<sub>e</sub>. Současný 30 MW<sub>t</sub> HTTR projekt v Japonsku by měl ukázat proveditelnost zvýšení teploty až na 950 °C a využití teplotních procesů. Projekt HTR-10 v Číně by měl potvrdit využitelnost kogenerace a výroby elektřiny na hladině 10 MW<sub>t</sub>. V současnosti je ve výstavbě moderní projekt PBMR v JAR. S výstavbou několika komerčních elektráren počítá Čína. Základní parametry tohoto systému jsou uvedeny v tabulce 4.7.



Obr. 4.6. Vysokoteplotní reaktorový systém [6]

Tab. 4.7 Referenční hodnoty systému VHTR

Parametry reaktoru	Referenční hodnota
Výkon reaktoru	600 MW <sub>t</sub>
Vstupní/výstupní teplota chladiva	640/1000 °C
Průtok helia	320 kg/s
Měrný objemový výkon	6 - 10 MW <sub>t</sub> /m <sup>3</sup>
Referenční složení paliva	Bloky, tyče nebo koule se ZrC pokrytím
Čistá účinnost	> 50 %

**Technologické nedostatky.** Demonstrace realizovatelnosti jádra reaktoru zahrnuje některé podstatné technické požadavky. Nové materiály musí být vyvinuty tak, aby:

- Dovolily rostoucí teplotu jádra z 850 až na 1000 °C a pokud možno ještě vyšší.
- Povolit dosažení maximální teploty, dosahující při přechodných stavech až 1800 °C.
- Umožnit vyhoření paliva 150 - 200 GWd/t.
- Vyhnout se výkonovým špičkám a teplotním gradientům v jádře, stejně tak jako horkým proudům v chladicím plynu.

Vývoj tepelných výměníků, potrubí a ventilů bude nezbytný k izolaci reaktoru od výrobního procesu, zejména pak pro izotopy jako je tritium, které může při vysokých teplotách snadno pronikat kovovými zábranami. Dále je nutné navrhnout vysoce výkonnou heliovou turbínu pro efektivní výrobu elektřiny.

#### 4.6.3 Oblasti dalšího vývoje

**Palivo a materiály.** Rostoucí teplota má vliv i na požadavky na palivo. V reaktoru HTGR bylo použito palivo pokryté karbidy křemíku pro teploty kolem 1200 °C. Navrhovaná varianta s palivem TRISO musí v ozařovacích testech prokázat, že bude mít adekvátní vlastnosti při vysokých teplotách a značném vyhoření, a že degradace nenastane ani při nehodách, kdy může teplota dosáhnout až 1600 °C.

**ZrC pokrytí pro palivo TRISO.** Při teplotách nad 1200 °C musí být uváženy materiály pokrytí na bázi karbidu zirkonia. V reaktorech HTGR se prokázala vhodnost ZrC pokrytí, které dovoluje vyšší výkonovou hustotu i energii a vykazuje vyšší odolnost proti chemickému útoku štěpným produktem palladia.

Pro ostatní prvky systému, jako tlakovou nádobu, tepelný výměník, pokrytí kontrolních tyčí a dalších součástí je třeba se zaměřit na nové vysoce legované slitiny na bázi Ni - Cr - W a Hastelloy XR. Pro tlakovou nádobu pak na vláknem vyztužené keramiky, slinuté alfa-křemíkové karbidy, keramiky se směsí oxidů a ostatních vysokoteplotních a vysokopevnostních materiálů. Pro výměník tepla, plynovod a izolační ventily, které jsou v kontaktu s horkým heliem lze použít současné kovové materiály.

**Reaktorový systém.** Vnitřek reaktoru, který bude obsahovat buď prismatické palivové bloky nebo palivové koule, bude vyroben z vysoce kvalitního grafitu. S dalšími výrobními zlepšeními dosahuje grafit lepší oxidační odolnosti a konstrukční pevnosti.

**Palivový cyklus.** Systém VHTR předpokládá otevřený palivový cyklus s nízkoobohaceným uranem. Proto musí být předem jasné, co s vyhořelým palivem. Vyhořelé palivo může být připraveno ke geologickému uložení nebo určeno k přepracování. Další výzkum by se měl věnovat vlastnostem grafitu, jenž je kvůli radiačnímu poškození nezbytné měnit každých 4 až 10 let.

#### 4.6.4 Hodnocení

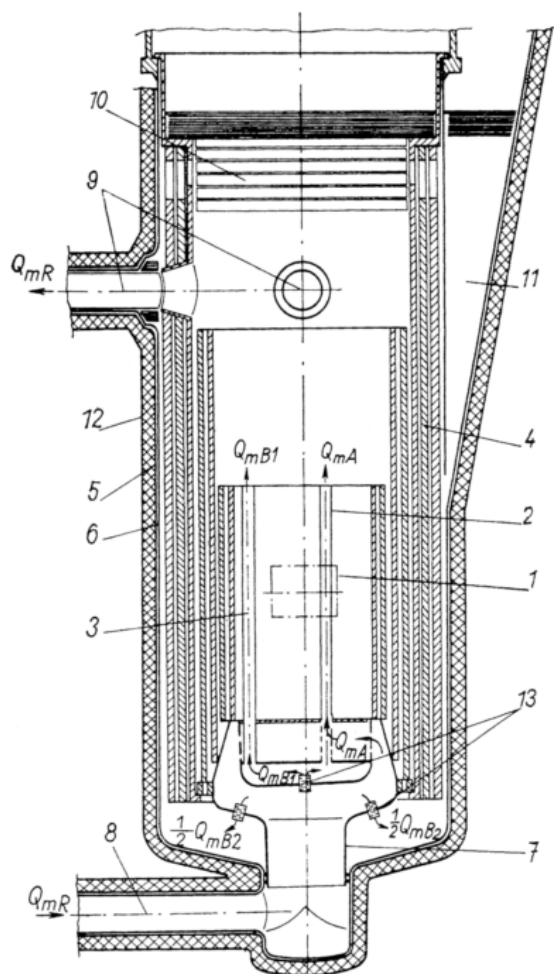
Systém VHTR má největší výhody v ekonomičnosti, díky vysoce efektivní produkci čistého vodíku a dále v bezpečnosti a spolehlivosti, díky základním bezpečnostním rysům reaktoru a samotného paliva. Dále je hodnocen dobře ve fyzické ochraně a nešíření jaderného materiálu, ale pouze “neutrálně“ v udržitelnosti, vzhledem k jeho otevřenému palivovému cyklu. Primárně se předpokládá využití VHTR reaktorů pro produkci vodíku a při dalších procesech, které potřebují vysoké teploty, stejně tak v kogeneraci pro vytápění a centrální zásobování teplem. Může být ale využit i pro výrobu elektřiny. První elektrárna by měla být spuštěna kolem roku 2020.

## 5 Výpočet jaderné elektrárny s rychlým reaktorem [2]

Účelem výpočtu je určit tepelně technické parametry Bělojarské jaderné elektrárny BN-800 s čistým výkonem 800 MW<sub>e</sub>, v níž zdrojem tepla je rychlý reaktor chlazený tekutým sodíkem.

### 5.1 Výchozí charakteristiky

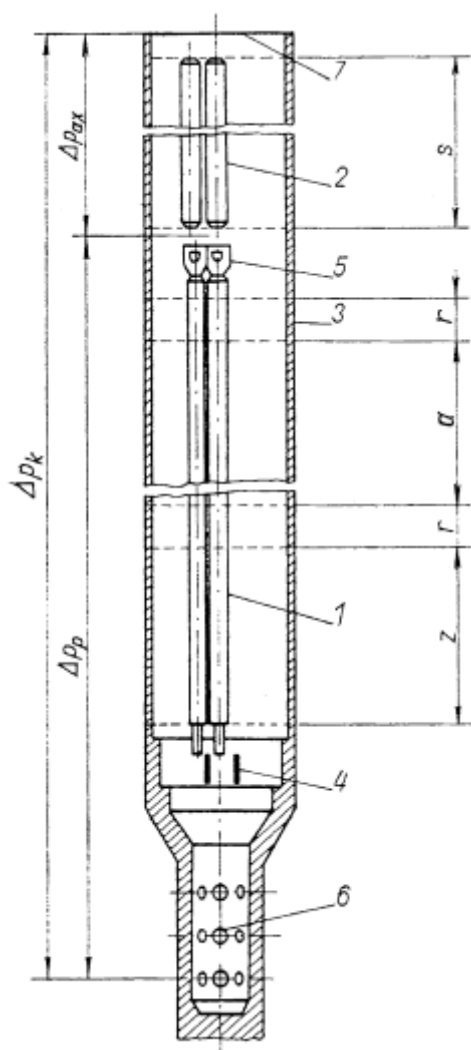
Jaderná elektrárna je tříokruhová, chladivem v primárním okruhu a v meziokruhu je sodík. Sekundární okruh má jednu kondenzační turbínu a ohřev napájecí vody odběrovou párou.



Obr. 5.1. Schematický řez rychlým reaktorem.

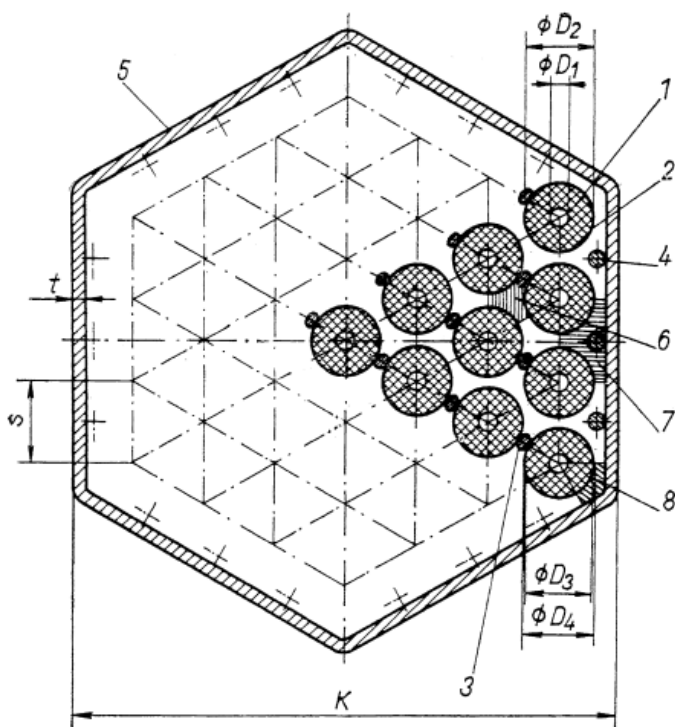
1 - aktivní zóna, 2 - palivový článek, 3 - kazeta reflektoru, 4 - radiální ocelové stínění, 5 - záchytná nádoba reaktoru, 6 - vlastní nádoba reaktoru, 7 - rozváděcí komora chladiva, 8 - vstupní hrdla reaktoru, 9 - výstupní hrdla reaktoru, 10 - stínění, 11 - experimentální smyčky, 12 - tepelná izolace, 13 - škrťací clony,  $Q_{mR}$  - celkový průtok chladiva reaktorem,  $Q_{mA}$  - průtok chladiva aktivní zónou,  $Q_{mB1}$  - průtok chladiva radiálním reflektorem,  $Q_{mB2}$  - průtok chladiva radiálním ocelovým stíněním

Schematický řez jaderným reaktorem je na obrázku 5.1. Na obrázku je znázorněno umístění základních vnitřních celků reaktorů a schéma průtoku chladiva reaktorem. Aktivní zóna je tvořena palivovými články s šestibokými kazetami o rozteči 45mm, z nichž každý obsahuje 120 palivových tyčí, uspořádaných v trojúhelníkové mříži. Palivem je nízkce obohacený UO<sub>2</sub>. V ose palivových tablet je otvor, který zlepšuje odvod štěpných plynů do spodní části palivové tyče. Pokrytí paliva je z nerezavějící oceli. Jednotlivé palivové tyče jsou navzájem distancovány šroubovicově vinutým drátem eliptického průřezu. Na vnitřním povrchu kazet jsou vytěsňující dráty o průměru 2 mm, které snižují průtok chladiva v periferní oblasti článků.



Obr. 5.2. Podélný řez palivovým článkem

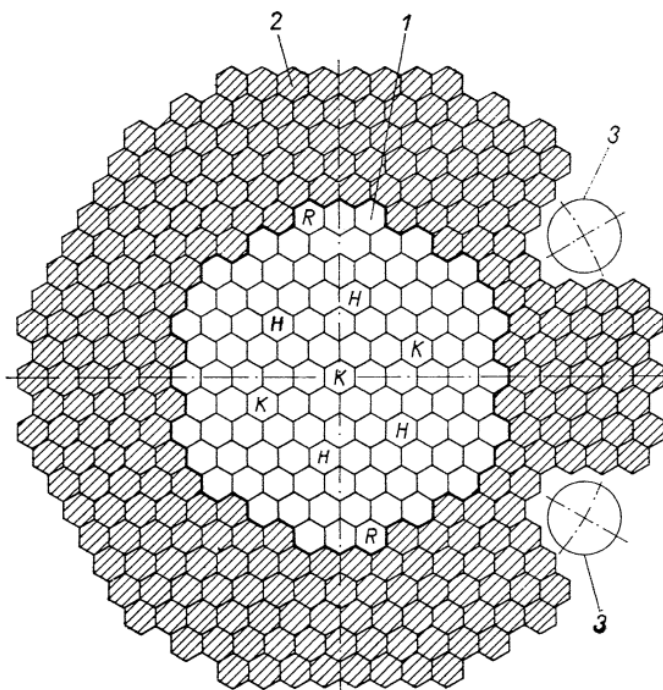
1-palivové elementy, 2-tyče horního axiálního stínění, 3-šestiboká kazeta palivového článku, 4-spodní distanční mřížka, 5-distanční opěrné hlavice palivových elementů, 6-vstupní otvory chladiva, 7-výstup chladiva z palivových článků, a-aktivní zóna, r-axiální reflektory, z-prostor pro shromáždění plyných štěpných zplodin, s-horní axiální stínění



Obr. 5.3 Příčný řez palivovým článkem

1-tablety paliva, 2-pokrytí, 3-distanční drát, 5-kazeta palivového článku, 6-vnitřní buňka, 7-boční buňka, 8-rohová buňka,  $D_1=1,5\text{mm}$ ,  $D_2=5,2\text{mm}$ ,  $D_3=5,3\text{mm}$ ,  $D_4=6\text{mm}$ ,  $s=6,7\text{mm}$ ,  $t=1,0\text{mm}$ ,  $K=44\text{mm}$

Podélný a příčný řez palivovým článkem se základními rozměry je na obr. 5.2 a 5.3. Uspořádání aktivní zóny je schematicky znázorněno na obr. 5.4. na němž je také vyznačeno umístění regulačních, kompenzačních a havarijních tyčí. Na vlastní aktivní zónu výšky 1,2 m navazují na obou koncích axiální reflektory tloušťky 0,1 m, které jsou tvořeny tabletami z přírodního uranu, viz obrázek 5.2



Obr. 5.4. Příčný řez aktivní zónou s radiálním reflektorem

1- palivové články, 2- kazety radiálního reflektoru, 3 - experimentální smyčky, R - regulační kazety, K- kompenzační kazety, H-havarijní kazety

Horní axiální stínění, jehož účelem je snížit dávky záření na horní části reaktoru, je tvořeno svazkem devatenácti ocelových tyčí umístěných v každém palivovém článku nad horním axiálním reflektorem. Účelem grafitového reflektoru je především zvýšit neutronový tok v oblasti dvou experimentálních smyček, viz obrázek 5.4, jejichž sodíkový okruh nezávisí na chladivu primárního okruhu. Radiální stínění, tvořené ze soustředných válců z nerezavějící oceli, snižuje dávky záření na reaktorovou nádobu a působí zároveň jako její tepelné stínění.

## 5.2 Volba základních tepelně technických a fyzikálních parametrů

Po předběžných výpočtech byly stanoveny tyto hodnoty tepelně technických geometrických a fyzikálních parametrů:

- Teplota chladiva na vstupu do palivových článků  $t_{M1} = t_{A1} = 430 \text{ }^{\circ}\text{C}$ . Volba této hodnoty vychází z přípustné maximální teploty pokrytí palivových tyčí na vnějším povrchu ( $710 \text{ }^{\circ}\text{C}$ ) a z přijatelné tlakové ztráty v palivovém článku se zřetelem k mechanickému namáhání šestihranné kazety.
- Tlak chladiva na vstupu do palivového článku  $p_{M1} = 0,7 \text{ Mpa}$ . Volba této hodnoty vychází z přípustné maximální teploty pokrytí palivových tyčí pro danou vstupní teplotu chladiva  $t_{M1}$
- Maximální objemový výkon aktivní zóny  $q_{\max} = 1000 \text{ kW dm}^{-3}$ , což pro danou konfiguraci aktivní zóny odpovídá maximálnímu lineárnímu výkonu palivové tyče  $q_l^m = 47,4 \text{ kW m}^{-1}$ . Volba této hodnoty vychází z přípustné maximální teploty paliva ( $2680 \text{ }^{\circ}\text{C}$  pro předpokládané maximální vyhoření  $8,64 \text{ TJ kg}^{-1} = 100\,000 \text{ MWd t}^{-1} \text{ UO}_2$ ).
- Objemové složení aktivní zóny v procentech: palivo 48 %, chladivo 29 %, ocel 23 %.

- Výška aktivní zóny  $h = 1,2$  m. Při volbě této hodnoty se přihlíželo k dosažení minima kritické hodnoty, což vede k poměru  $h/D_A \approx 1$
- Obohacení paliva v celé aktivní zóně je stejné, a to 30 %  $U^{235}$ .

### 5.3 Výpočet základních tepelně technických parametrů reaktoru

Počet palivových článků v aktivní zóně  $n_A$ . Pro výpočet jsou odhadnuty nebo se předpokládají tyto hodnoty: čistá účinnost elektrárny  $\eta_N = 0,45$ , podíl výkonu radiálního reflektoru a radiálního stínění  $k_{PB1} = P_{B1}/P_A = 0,03$ , podíl výkonu axiálních reflektorů a axiálního stínění  $k_{PB2} = P_{B2}/P_A = 0,01$ . Pro celkový součinitel nerovnoměrnosti zdrojů tepla v aktivní zóně  $k_C = k_R \cdot k_H = 1,239 \cdot 1,180 = 1,462$ , počet palivových tyčí v článku  $n_p = 120$ , výšku aktivní zóny  $h = 1,2$  m a maximální lineární zatížení paliva  $q_1^m = 47,4 \text{ kW m}^{-1}$  bude počet palivových článků

$$n_A = \frac{P_N \cdot k_C}{(1 + k_{PB1} + k_{PB2}) \cdot \eta_N \cdot q_1^m \cdot h \cdot n_p} = \frac{800 \cdot 10^3 \cdot 1,462}{(1 + 0,03 + 0,01) \cdot 0,45 \cdot 47,4 \cdot 1,2 \cdot 120} = 366,14 [1] \quad (4)$$

Celkový počet palivových článků byl vzat  $n_A = 366$ . Výkon nejvíce zatíženého palivového článku  $P_0$  (tj. článku sousedícího s centrální kompenzační tyčí, viz obrázek 5.4.)

$$P_0 = \frac{q_1^m \cdot h \cdot n_p \cdot (1 + k_{PB2})}{k_H} = \frac{47,4 \cdot 1,2 \cdot 120 \cdot (1 + 0,01)}{1,180} = 5842,25 [kW] \quad (5)$$

Hmotnostní průtok chladiva nejvíce zatíženým palivovým článkem  $Q_{m0}$

$$Q_{m0} = \frac{P_0}{c_{p0} \cdot \Delta t_{MO}} = \frac{5842,25}{1,271 \cdot 200} = 22,98 [kg \cdot s^{-1}] \quad (6)$$

Kde  $\bar{c}_{p0}$  je střední měrné teplo chladiva v palivovém článku  $\text{kJ} \cdot \text{kg}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$

Výkon aktivní zóny  $P_A$  (včetně axiálních reflektorů a axiálního stínění)

$$P_A = \frac{P_0 \cdot n_A}{k_R} = \frac{5842,25 \cdot 10^{-3} \cdot 366}{1,239} = 1725,8 [MW] \quad (7)$$

Hmotnostní průtok aktivní zónou  $Q_{mA}$ . Aby se dosáhlo vyšší celkové výstupní teploty chladiva z aktivní zóny, volí se třízónové uspořádání s různým škrcením chladiva. Pro i-tou zónu je hmotnostní průtok chladiva palivovým článkem

$$Q_{m1} = \frac{P_i}{c_{pi} \Delta t_M} [kg \cdot s^{-1}] \quad (8)$$

Součinitel nerovnoměrnosti průtoku v i-té zóně

$$k_{Qi} = \frac{Q_{m0}}{Q_{mi}} [1] \quad (9)$$

A celkový hmotnostní průtok chladiva i-tou zónou

$$Q_{mzi} = Q_{mi} \cdot n_i [kg \cdot s^{-1}] \quad (10)$$

Kde  $P_i$  je výkon nejvíce zatíženého palivového článku v i-té zóně,

$\bar{c}_{pi}$  - střední měrné teplo chladiva v tomto palivovém článku,

$N_i$  - počet palivových článků v i-té zóně,

$Q_{mzi}$  - celkový průtok chladiva i-tou zónou.

Hodnoty  $n_i$ ,  $P_i$ ,  $Q_{mi}$ ,  $Q_{mzi}$  a  $k_{Qi}$  jsou uvedeny v tabulce 5.1

Tab. 5.1. Rozdělení průtoku chladiva škrticími zónami

Škrticí zóna $z_i$	Celkový počet palivových článků v škrticí zóně $z_i$ $n_i$	Výkon nejzatíženějšího článku v zóně $z_i$ $P_i$ [kW]	Hmotnostní průtok chladiva palivovými články zóny $z_i$ $Q_{mzi}$ [kg.s <sup>-1</sup> ]	Hmotnostní průtok chladiva palivovými články zóny $z_i$ $Q_{mzi}$ [kg.s <sup>-1</sup> ]	Součinitel nerovno- měrnosti průtoku zónou $z_i$ $k_{Qi}$
$z_1$	132	5842,25	3033,36	22,98	1,000
$z_2$	110	5063,48	2192,3	19,93	1,151
$z_3$	124	4625,31	2266,72	18,28	1,260

Součinitel nerovnoměrnosti průtoku aktivní zónou je pak

$$k_Q = \frac{n_A}{\left( \frac{n_1}{k_{Q1}} + \frac{n_2}{k_{Q2}} + \frac{n_3}{k_{Q3}} \right)} = \frac{366}{\left( \frac{132}{1,0} + \frac{110}{1,151} + \frac{124}{1,260} \right)} = 1,123 [1] \quad (11)$$

A celkový hmotnostní průtok aktivní zónou

$$Q_{mA} = \frac{Q_{m0} \cdot n_A}{k_Q} = \frac{22,98 \cdot 366}{1,123} = 7489,47 [kg \cdot s^{-1}]$$



Střední teplota chladiva na výstupu z palivových článků aktivní zóny  $t_{A2}$ . Střední ohřátí chladiva v palivových člancích aktivní zóny je

$$\Delta t_A = \frac{P_A}{\bar{c}_{pA} Q_{mA}} = \frac{1725,8 \cdot 10^3}{1,257 \cdot 7489,47} = 183,2 [^{\circ}C] \quad (12)$$

Kde  $\bar{c}_{pA}$  je střední měrné teplo chladiva v aktivní zóně. Střední teplota chladiva na výstupu z aktivní zóny je pak

$$t_{A2} = t_{A1} + \Delta t_A = 430 + 183,2 = 613,2 [^{\circ}C] \quad (13)$$

Celkový tepelný výkon reaktoru  $P_R$

$$P_R = P_A \cdot (1 + k_{QB1}) = 1725,8 \cdot (1 + 0,03) = 1777,57 [MW] \quad (14)$$

Celkový hmotnostní průtok chladiva reaktorem  $Q_{mR}$ . Pro podíl průtoku radiálním reflektorem  $k_{QB1} = k_{mB1}/Q_{mA} = 0,03$  a podíl průtoku radiálním stíněním  $k_{QB2} = k_{mB2}/Q_{mA} = 0,05$  bude celkový hmotnostní průtok reaktorem

$$Q_{mR} = Q_{mA} \cdot (1 + k_{QB1} + k_{QB2}) = 7489,47 \cdot (1 + 0,03 + 0,05) = 8088,63 [kg \cdot s^{-1}] \quad (15)$$

Střední teplota chladiva na výstupu z reaktoru  $t_{MR2}$ . Střední ohřátí chladiva v reaktoru je

$$\Delta t_{MR} = \frac{P_R}{\bar{c}_{pR} Q_{mR}} = \frac{1777,57 \cdot 10^3}{1,256 \cdot 8088,63} = 175 [^{\circ}C] \quad (16)$$

Teplota chladiva vystupujícího z reaktoru je pak

$$t_{MR2} = t_{MR1} + \Delta t_{MR} = 430 + 175 = 605 [^{\circ}C] \quad (17)$$

## 5.4 Výpočet průběhu teplot chladiva v nejvíce zatíženém palivovém článku

### 5.4.1 Jmenovité poměry

Pro výpočet je palivový článek rozdělen na tři typy buněk: vnitřní, boční a rohové, viz obrázek 5.4. Výsledky výpočtu spolu se základními geometrickými charakteristikami jednotlivých buněk (počty buněk  $n_{bi}$ , ekvivalentní průměry  $d_{eki}$ ) jsou uvedeny v tabulce 5.2. Součinitele přestupu tepla v jednotlivých buňkách jsou určeny ze Subbotinova vztahu

$$Nu_i = 0,58(Re)^{0,45} \left( \frac{d_{eki}}{D_4} \right)^{0,55} [1] \quad (18)$$

Střední hodnoty součinitelů přestupu tepla jsou pro vnitřní buňky  $\alpha_v = 1,2085 \cdot 10^5 \text{ W m}^{-2} \text{ K}^{-1}$ , boční buňky  $\alpha_b = 1,1224 \cdot 10^5 \text{ W m}^{-2} \text{ K}^{-1}$  a pro rohové buňky  $\alpha_r = 1,1781 \cdot 10^5 \text{ W m}^{-2} \text{ K}^{-1}$ . Rozdělení zdrojů tepla po výšce aktivní zóny je bráno kosinové s efektivním přírůstkem  $\Delta h = 0,1206 \text{ m}$ . Aby bylo možno při výpočtu teplot paliva, pokrytí

Tab. 5.2 Charakteristiky buněk palivového článku

Veličina	označení	Rozměr	Buňka i (i= v, b, r)		
			Vnitřní (v)	Boční (b)	Rohová (r)
Počet buněk v palivovém článku	$n_{bi}$		54	18	6
Ekvivalentní průměr buňky	$d_{eki}$	m	0,001 684	0,001 212	0,001 504
Hmotnostní průtok chladiva buňky	$Q_{mbi}$	$\text{kg.s}^{-1}$	0,030 19	0,035 40	0,015 92

a chladiva lépe respektovat vliv závislosti tepelně fyzikálních vlastností na teplotě, je výpočet proveden po úsecích. Rozdělení výšky nejvíce zatíženého palivového článku na úseky a jejich poměrný výkon je v tabulce 5.3.

tab. 5.3. Poměrný výkon na úsecích palivového článku

Číslo Úseku j	umístění úseku	Délka Úseku [m]	Poměrný výkon j-tého úseku $P_j/p_0$ [%]
1	spodní axiální reflektor	0,05	0,129
2		0,05	0,308
3	aktivní zóna	0,025	4,421
4		0,05	10,808
5		0,05	12,854
6		0,05	14,133
7		0,05	14,568
8		0,05	14,133
9		0,05	12,854
10		0,05	10,808
11		0,025	4,421
12	horní axiální	0,05	0,308
13		0,05	0,129
14	horní axiální stínění	0,5	0,126

Teplota chladiva na výstupu z j-tého úseku buňky i (kde i=v, b, r) je dána vztahem

$$t_{Mi}(j) = (j-1) + \frac{P_j \cdot k_{bi}}{n_p \cdot Q_{mbi} \cdot c_{pij}} [^{\circ}\text{C}] \quad (19)$$

Kde  $P_j$  je výkon j-tého úseku palivového článku,  $c_{pij}$  – střední měrné teplo chladiva v j-tém úseku buňky i, součinitel  $k_{bi}$  vyjadřuje podíl výkonu jedné palivové tyče, přecházející do buňky i, ( $k_{bv} = 1/2$ ,  $k_{bb} = 1/2$ ,  $k_{br} = 1/6$ ). Při výpočtu teplot pokrytí je brána hodnota součinitele tepelné vodivosti oceli  $\lambda_p = 0,021 \text{ kW m}^{-1} \text{ K}^{-1}$ . Teploty paliva se počítají na základě hodnot integrální tepelné vodivosti podle Lyonse a součinitele prostupu tepla mezerou mezi pokrytím a palivem  $\alpha_m = 7,5 \text{ kW m}^{-2} \text{ K}^{-1}$ . Vypočtené průběhy jmenovitých teplot chladiva, pokrytí a paliva jsou znázorněny na obrázku 5.4 jsou pak uvedeny maximální hodnoty teplot pro jednotlivé typy buněk.

Tab. 5.4. Maximální teploty chladiva, pokrytí a paliva v nejvíce zatíženém palivovém článku

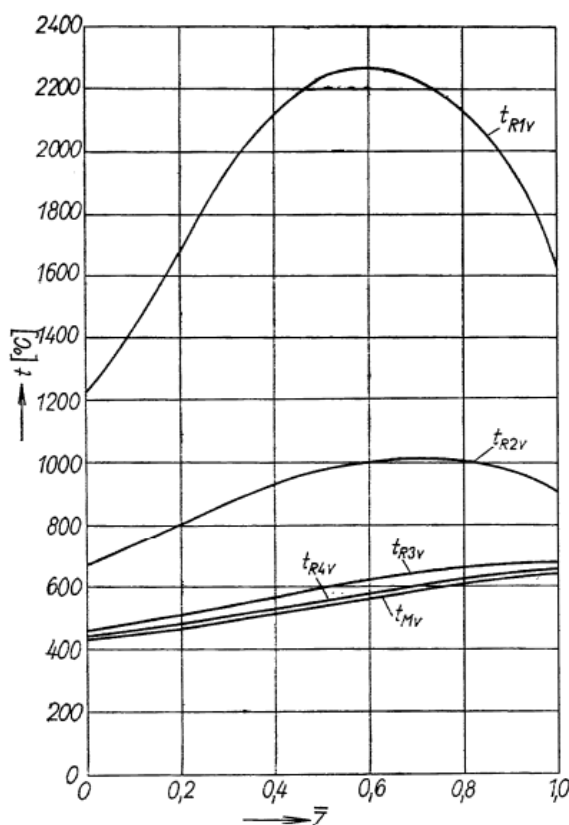
Teplota t [ $^{\circ}\text{C}$ ] a – jmenovitá b – „horký“ kanál			Buňka i (i=v, b, r)		
			Vnitřní (v)	Boční (b)	Rohová (r)
Chladivo	a	$t_{Mi}(13)$	641,5	609,9	566,2
	b	$t_{Mi}^h(13)$	685,2	647,0	594,3
vnější povrch pokrytí	a	$t_{R4i}(11)$	651,7	618,9	576,1
	b	$t_{R4i}^h(11)$	696,9	657,4	605,7
vnitřní povrch pokrytí	a	$t_{R3i}(11)$	677,2	644,4	603,5
	b	$t_{R3i}^h(11)$	725,0	685,6	635,7
vnější povrch paliva	a	$t_{R2i}(8)$	1 014,20	989,7	959,6
	b	$t_{R2i}^h(8)$	1 128,7	1 101,0	1 067,1
vnitřní povrch paliva	a	$t_{R1i}(7)$	2 261,50	2 237,60	2 208,1
	b	$t_{R1i}^h(7)$	2 633,5	2 606,1	2 572,8

#### 5.4.2 Poměry v „horkém“ kanále

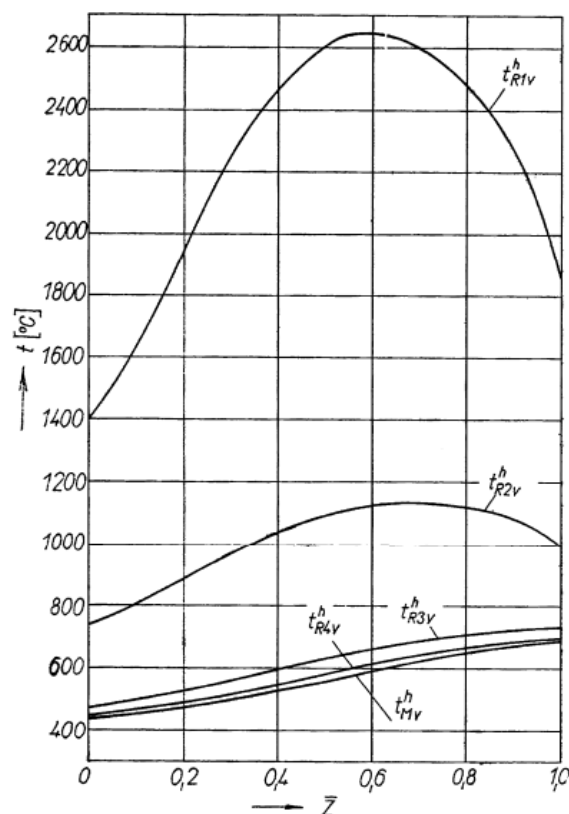
Pro výpočet teplot v „horkém“ kanále je použito statistické metody s hladinou spolehlivosti  $\lambda_s=3$ . Hodnoty těchto teplot se určí z jmenovitého rozdělení teplot v nejvíce zatíženém palivovém článku a z hodnot dílčích součinitelů „horkého“ kanálu  $F_{ji}$  (tabulce 5.5) z rovnice

$$t_{(k+1)}^h = t_{(k+1)} + \sqrt{\sum_{j=1}^m [\sum_{i=1}^k (F_{ji} - 1) \cdot \Delta t_i]^2} [^{\circ}\text{C}] \quad (20)$$

kde  $t_{(k+1)}$  je jmenovitá hodnota teploty chladiva, pokrytí nebo paliva;  $\Delta t_i$  – dílčí rozdíl jmenovitých teplot, daný indexem  $i$  (jeho význam je zřejmý z tab. 5.5.); index  $j$  označuje druh odchylky od jmenovitého stavu; index  $k$  označuje teplotu ( $k = 0 : t_{M1}$ ,  $k = 1 : t_M(z)$ ,  $k=3 : t_{R3}(z)$ ,  $k = 4 : t_{R2}(z)$ ,  $k = 5 : t_{R1}(z)$ ). Průběhy teplot chladiva, pokrytí a paliva po výšce vnitřní buňky, kde jsou teploty nejvyšší, jsou znázorněny na obr. 5.6. V tabulce 5.4. jsou uvedeny maximální hodnoty teplot pro jednotlivé buňky



Obr. 5.5. Průběh teplot chladiva, pokrytí a paliva po výšce vnitřní buňky nejvíce zatíženého palivového článku pro jmenovité poměry



Obr. 5.6. Průběh teplot chladiva, pokrytí po výšce vnitřní buňky nejvíce zatíženého palivového článku pro poměry „horkého“ kanálu

## 5.5 Výpočet tlakové ztráty v nejvíce zatíženém palivovém článku

Místní odpory změnou průtočných průřezů v palivovém článku se počítají podle vztahu

$$\xi_M = m \left( 1 - \frac{f_1}{f_2} \right)^n \quad (21)$$

Kde pro zúžení průřezu je  $n=1$ ,  $m=0,5$  a pro rozšíření průřezu je  $n=2$ ,  $m=1$ . V obou případech  $f_1 < f_2$ . Nejdůležitější hodnoty geometrických veličin a vypočtených tlakových ztrát jsou uvedeny v tab. 5.5

Tab. 5.5. Číselné hodnoty dílčích součinitelů „horkého“ kanálu  $F_{ji}$

veličina	j	Ohřátí Chladiva $\Delta t_1$	Rozdíl teplot v mezní vrstvě chladiva $\Delta t_2$	Rozdíl teplot v pokrytí $\Delta t_3$	Rozdíl teplot v mezeře pokrytí – palivo $\Delta t_4$	Rozdíl teplot v palivu $\Delta t_5$
		$\dot{I} = 1$	$I = 2$	$I = 3$	$I = 4$	$I = 5$
Odchyly rozměrů a hustoty paliva	1	$F_{11} = 1,03$	$F_{12} = 1,03$	$F_{13} = 1,03$	$F_{14} = 1,03$	$F_{15} = 1,03$
Odchylna obo- hacení paliva	2	$F_{21} = 1,02$	$F_{22} = 1,02$	$F_{23} = 1,02$	$F_{24} = 1,02$	$F_{25} = 1,02$
Nejistota v hodnotě součinitele přestupu tepla	3	$F_{31} = 1,00$	$F_{32} = 1,30$	$F_{33} = 1,00$	$F_{34} = 1,00$	$F_{35} = 1,00$
Nejistota v hodnotě tepelné vodivosti pokrytí	4	$F_{41} = 1,00$	$F_{42} = 1,00$	$F_{43} = 1,05$	$F_{44} = 1,00$	$F_{45} = 1,00$
Nejistota v hodnotě přenosu tepla v mezeře	5	$F_{51} = 1,00$	$F_{51} = 1,00$	$F_{53} = 1,00$	$F_{54} = 1,20$	$F_{55} = 1,00$
Nejistota v hodnotě tepelné vodivosti paliva	6	$F_{61} = 1,00$	$F_{61} = 1,00$	$F_{63} = 1,00$	$F_{64} = 1,00$	$F_{65} = 1,20$
Odchylna od výpočtového rozdělení výkonu	7	$F_{71} = 1,05$	$F_{72} = 1,05$	$F_{73} = 1,05$	$F_{74} = 1,05$	$F_{75} = 1,05$
Odchylna od výpočtové hodnoty průtoku chladiva	8	$F_{81} = 1,15$	$F_{82} = 1,06$	$F_{83} = 1,00$	$F_{84} = 1,00$	$F_{85} = 1,00$
Odchylna výkonu vlivem řízení reaktoru	9	$F_{91} = 1,08$	$F_{92} = 1,08$	$F_{93} = 1,08$	$F_{94} = 1,08$	$F_{95} = 1,08$
Ostatní nejistoty	10	$F_{101} = 1,10$	$F_{102} = 1,10$	$F_{103} = 1,10$	$F_{104} = 1,10$	$F_{105} = 1,10$

Celková tlaková ztráta chladiva mezi vstupními a výstupními hrdly reaktoru je

$$\Delta p_R = \Delta p_s + \Delta p_c + \Delta p_v = 0,10 + 5,44 + 0,01 = 0,555 \text{ [MPa]} \quad (22)$$

kde  $\Delta p_s$  je tlaková ztráta na úseku od vstupních hrdel do vstupní části nejvíce zatíženého palivového článku;  $\Delta p_v$  - tlaková ztráta na úseku od výstupu z nejvíce zatíženého palivového článku do výstupních hrdel reaktoru. Odpovídající tlak chladiva vstupujícího do reaktoru je  $p_{R1} = 0,710 \text{ MPa}$  a tlak chladiva vystupujícího z reaktoru je  $p_{R2} = 0,155 \text{ MPa}$ .

Tab. 5.6. Výsledky výpočtu tlakových ztrát v palivovém článku

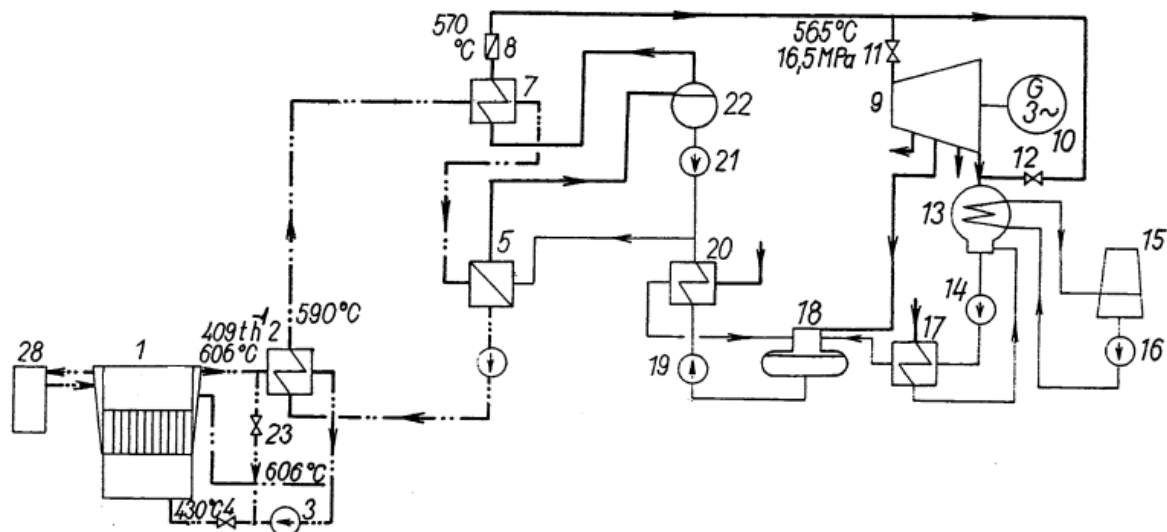
Veličina	Označení	Rozměr	Hodnota
Průtočná plocha svazku palivových tyčí	$f_p$	m <sup>2</sup>	0,01615
Ekvivalentní průměr svazku palivových tyčí	$d_{ek_p}$	m	0,0599
Součinitel tření svazku palivových tyčí a tyčí horního axiálního stínění	$\lambda_{Tp}$		0,2224
Průtočná plocha svazku tyčí horního axiálního stínění	$f_{ax}$	m <sup>2</sup>	0,0148
Ekvivalentní průměr svazku tyčí horního Axiálního stínění	$d_{ek_{ax}}$	m	0,0887
Tlaková ztráta chladiva na úseku: Vstup až výstup palivového článku	$\Delta p_p$	MPa	0,403
Tlaková ztráta chladiva na úseku: vstup až výstup svazku horního axiálního stínění	$\Delta p_{ax}$	MPa	0,142
Celková tlaková ztráta v nejzatíženějším Palivového článku	$\Delta p_k$	MPa	0,544

## 5.6 Tepelné schéma a ostatní tepelně technické parametry elektrárny

Čistý výkon elektrárny je

$$P_N = P_R \cdot \eta_N = 1777,57 \cdot 0,45 = 799,91 \text{ [MW]} \quad (23)$$

Vysoká teplota sodíku na výstupu z reaktoru umožňuje dosáhnout vysokých parametrů páry na vstupu do turbíny (565 °C; 16,5 MPa), které odpovídají normalizovaným parametrům turbíny o výkonu 800 MW. Zjednodušené tepelné schéma jaderné elektrárny je znázorněno na obr. 5.7, na němž jsou zároveň uvedeny i základní parametry jednotlivých okruhů.



Obr. 5.7. Zjednodušené tepelné schéma jaderné elektrárny

1 – reaktor; 2 – mezivýměník; 3 – oběhové čerpadla primárního okruhu; 4 – uzavírací ventil primárního okruhu; 5 – parní generátor; 6 – oběhové čerpadlo meziokruhu; 7 – přehřívák; 8 – zpětná klapka; 9 – parní turbína; 10 – elektrický generátor; 11 – uzavírací ventil; 12 – ventil; 13 – kondenzátor; 14 – kondenzační čerpadlo; 15 – chladicí věž; 16 – čerpadlo okruhu chladicí vody; 17 – nízkotlakové ohřívák; 18 – odplynovák; 19 – napájecí čerpadlo; 21 – oběhová čerpadla; 23 – uzavírací ventily; 28 – experimentální smyčky

## 6 Závěr

Cílem mé bakalářské práce bylo podat co nejpodrobnější popis revolučních reaktorů budoucí IV. generace pro nasazení po roce 2020. V praktické části mým úkolem bylo vypočítat tlakové ztráty v nejvíce zatíženém palivovém článku, výpočet průběhu teplot chladiva v reaktoru a celkový hmotnostní průtok chladiva reaktorem jaderné elektrárny s výkonem 800 MW<sub>e</sub>, v které je zdrojem je rychlý reaktor chlazený tekutým sodíkem.

Pokud bych měl srovnat reaktory IV. generace s reaktory provozované v současnosti, tak z pohledu tepelné účinnosti se můžou jevit jako méně výhodné. Pokud ale vezmu v potaz, že hloubka vyhoření je u rychlých reaktorů více než čtyřikrát vyšší, dostáváme mnohem vyšší poměr vyrobeného výkonu ku hmotnosti závačky. Navíc rychlé reaktory, zastoupené zde třemi ze šesti navrhovaných konceptů, dovedou palivo nejenom štěpit, ale zároveň „vyrábět“ nové. Nevýhodou je, že palivo pro rychlé reaktory musí být obohaceno mnohem více, než pro reaktory tepelné, což přináší vyšší nároky na energii a tím i vyšší cenu. Navíc není zde záruka, že reaktory budou skutečně fungovat ve velkých jednotkách a velkých výkonech. Jedná se zatím pouze o technologické schémata a zkušební prototypy reaktoru jen o malém výkonu. V současnosti asi nejperspektivněji vypadá superkritický, vodou chlazený reaktorový systém (SCWR), pro svou podobnost se současnými tlakovodními reaktory. Pokud se potvrdí předpověď, že v budoucnu nahradí vodík ropné produkty bude využíván ve velké míře vysokoteplotní reaktorový systém (VHTR). Reaktorový systém s roztavenými solemi (MSR) musí prokázat, že zvýšené konstrukční náklady, vyváží efektivní spalování aktinoidů. Plynem chlazený rychlý reaktorový systém (GFR) by mohl zaujmout jednoduchou konstrukci, nižšími náklady a vysokou účinností.

V praktické části jsem se zabýval výpočtem již zmíněné jaderné elektrárny. V tabulce 6.1 a 6.2 uvádím zadané a vypočtené hodnoty. Některé dílčí výsledky jsou v kapitole 5.



Tab. 6.1. Zadané hodnoty jaderné elektrárny

veličina	označení	rozměr	hodnota
Počet palivových tyčí	$n_p$	[1]	120
Rozteč palivové kazety	$K$	[mm]	45
Výška aktivní zóny	$h$	[m]	1,2
Teplota chladiva na vstupu do palivových článků	$t_{M1}$	[°C]	430
Tlak chladiva na vstupu do palivových článků	$p_{M1}$	[MPa]	0,7
Maximální objemový výkon aktivní zóny	$q_{\max}$	[kW·dm <sup>-3</sup> ]	1000
Čistá účinnost elektrárny	$n_N$	[%]	0,45
Maximální lineární zatížení paliva	$q_1^m$	[kW·m <sup>-1</sup> ]	47,4
Objemové složení aktivní zóny (palivo, chladivo, ocel)	[%]	[%]	48;29;23

Tab. 6.2. Vypočtené hodnoty jaderné elektrárny

veličina	označení	rozměr	hodnota
Střední ohřátí chladiva v reaktoru	$\Delta t_{MR}$	°C	183,2
Střední ohřátí chladiva v palivových člancích aktivní zóny	$\Delta t_A$	°C	183,2
Součinitel nerovnoměrnosti aktivní zónou	$k_Q$	[1]	1,123
Počet palivových článků	$n_A$	[1]	366
Výkon nejvíce zatíženého článku	$P_0$	[kW]	5842,25
Hmotnostní průtok chladiva nejvíce zatíženého článků	$Q_{m0}$	[kg·s <sup>-1</sup> ]	22,98
Výkon aktivní zóny	$P_A$	[MW]	1725,8
Celkový hmotnostní průtok chladiva aktivní zónou	$Q_{mA}$	[kg·s <sup>-1</sup> ]	7489,47
Střední teplota chladiva na výstupu z aktivní zóny	$t_{A2}$	[°C]	613,2
Celkový tepelný výkon reaktoru	$P_R$	[MW]	1777,57
Celkový hmotnostní průtok chladiva reaktorem	$Q_{mR}$	[kg·s <sup>-1</sup> ]	8088,63
Teplota chladiva na výstupu z reaktoru	$t_{MR2}$	[°C]	605
Celková tlaková ztráta v nejvíce zatíženém palivovém článku	$[\Delta P_R]$	[MPa]	0,544

## 7 Seznam použité literatury

- [1] JADERNÁ ENERGETIKA; Procházková Olga; VŠB – Technická univerzita Ostrava; Ostrava 2006
- [2] JADERNÉ ELEKTRÁRNY; Bečvář, J. a kol.; SNTL Praha, 1989; Celostátní vysokoškolská učebnice
- [3] JADERNÉ ELEKTRÁRNY S REAKTORY III. a IV. GENERACE; Vesecký R.; Praha, 2005.
- [4] <<http://cez.cz/>> ČEZ, a. s.
- [5] <<http://nei.org/>> Nuclear Energy Institute (anglicky)
- [6] <<http://gif.inel.gov/>> Generation IV International Forum (anglicky).
- [7] <<http://ojs.ujf.cas.cz/>> Reaktory IV generace; Vladimír Wágner
- [8] <<http://ujv.cz/>> Výzkum a vývoj nových jaderných technologií; Žežula L.; Praha 2008

## Poděkování

V závěru práce bych chtěl poděkovat prof. Ing. Pavlu Kolátovi, DrSc a prof. Ing. Dagmar Juchelkové, Ph.D. za odborné vedení a konzultace během vypracování mé bakalářské práce.

